



**Universidad Nacional Mayor de San Marcos**

**Universidad del Perú. Decana de América**

**Facultad de Ciencias Físicas**

**Escuela Profesional de Física**

**Evaluación experimental de una fuente de radiación  
mixta (neutrón-gamma) de Am-Be para la calibración  
de detectores dosimétricos de neutrones**

**MONOGRAFÍA TÉCNICA**

**Para optar el Título Profesional de Licenciado en Física**

**Modalidad M3 Suficiencia Profesional**

**AUTOR**

**Héctor Benigno MIRANDA CONTRERAS**

**ASESORES**

**Raúl FÉLIX CARITAS**

**Gerardo LÁZARO MOREYRA**

**Lima, Perú**

**2018**



Reconocimiento - No Comercial - Compartir Igual - Sin restricciones adicionales

<https://creativecommons.org/licenses/by-nc-sa/4.0/>

Usted puede distribuir, remezclar, retocar, y crear a partir del documento original de modo no comercial, siempre y cuando se dé crédito al autor del documento y se licencien las nuevas creaciones bajo las mismas condiciones. No se permite aplicar términos legales o medidas tecnológicas que restrinjan legalmente a otros a hacer cualquier cosa que permita esta licencia.

## Referencia bibliográfica

---

Miranda, H. (2018). *Evaluación experimental de una fuente de radiación mixta (neutrón-gamma) de Am-Be para la calibración de detectores dosimétricos de neutrones*. [Monografía técnica de pregrado, Universidad Nacional Mayor de San Marcos, Facultad de Ciencias Físicas, Escuela Profesional de Física]. Repositorio institucional Cybertesis UNMSM.

---



Universidad Nacional Mayor de San Marcos  
Universidad del Perú. Decana de América

## FACULTAD DE CIENCIAS FÍSICAS

### ESCUELA PROFESIONAL DE FÍSICA

#### ACTA DE SUSTENTACIÓN DE MONOGRAFÍA TÉCNICA PARA OPTAR EL TÍTULO PROFESIONAL DE LICENCIADO EN FÍSICA

54 Siendo las 18:00 horas del martes 29 de mayo de 2018, en el Salón de Grados de la Facultad de Ciencias Físicas (Auditorio 109), bajo la Presidencia del Mg. Máximo Hilario Poma Torres (Presidente), Lic. Eduardo Custodio Chung (Miembro), y el Dr. Raúl Félix Carita Montero (Asesor), se dio inicio a la Sesión Pública de Sustentación de Monografía Técnica para la Licenciatura en Física, mediante la Modalidad M3 – Por Suficiencia Profesional, del Bachiller:

### HÉCTOR BENIGNO MIRANDA CONTRERAS

Dando lectura al Resumen del Expediente, el Presidente del Jurado, invitó al Bachiller Héctor Benigno Miranda Contreras a realizar una exposición del Trabajo de Monografía Técnica titulada: "Evaluación experimental de una fuente de radiación mixta (neutrón-gamma) de Am-Be para la calibración de detectores dosimétricos de neutrones".

Concluida la exposición del candidato y luego de las preguntas de rigor por parte del Jurado, el Presidente, invitó al Bachiller y al público a abandonar momentáneamente la Sala de Sesión, para dar paso a la deliberación y calificación por parte del Jurado. Asimismo, se verificó que el promedio obtenido por el bachiller en el VIII Ciclo de Actualización Profesional es de QUINCE (15).

Al término de la deliberación del Jurado el Mg. Máximo Hilario Poma Torres, invitó al candidato y al público a pasar a la Sala de Sesión, para dar lectura al resultado de la deliberación. Ha obtenido la calificación de:

15

NOTA DEL VIII CAP

16  
NOTA DE LA SUSTENTACIÓN  
DE LA MONOGRAFÍA

16  
PROMEDIO

Finalmente, el Presidente del Jurado, propone al Consejo de la Facultad que se le declare Licenciado en Física al Bachiller Héctor Benigno Miranda Contreras En virtud de haber obtenido un promedio de DIECISEIS (16). Según el artículo 46° del Reglamento de Grados y Títulos de la Facultad de Ciencias Físicas. Siendo las .....Horas, se levanta la Sesión.

  
Mg. Máximo Hilario Poma Torres  
PRESIDENTE

  
Lic. Eduardo Custodio Chung  
MIEMBRO

  
Dr. Raúl Félix Carita Montero  
ASESOR

## CONTENIDO

|  |    |
|--|----|
| OBJETIVOS .....  | 6  |
| RESUMEN.....   | 7  |
| AGRADECIMIENTO .....   | 8  |
| CAPITULO I .....   | 9  |
| <b>1.1. Introducción</b> .....   | 9  |
| CAPÍTULO II .....  | 11 |
| 2.1. <i>El neutrón</i> .....   | 11 |
| 2.1.1. <i>Emisión de neutrones</i> .....   | 12 |
| 2.1.2. <i>Clasificación de los neutrones según su energía</i> .....  | 14 |
| 2.1.3. <i>Propiedades del neutrón</i> .....  | 14 |
| 2.1.4. <i>Moderación de los neutrones</i> .....  | 15 |
| 2.2. <i>Características de la fuente <math>^{241}\text{Am-Be}</math></i> .....   | 16 |
| 2.3. <i>Los rayos Gamma</i> .....  | 19 |
| 2.3.1. <i>Interacción de los rayos gamma con la materia</i> .....  | 19 |
| 2.3.2. <i>Exposición "X"</i> .....   | 19 |
| 2.3.3. <i>Dosis absorbida "D"</i> .....  | 20 |
| 2.3.4. <i>Dosis equivalentes</i> .....   | 21 |
| 2.3.5. <i>Kerma "K"</i> .....  | 22 |
| CAPITULO III .....   | 24 |
| 3.1. <i>Detectores de radiación</i> .....  | 24 |
| 3.1.1. <i>Cámara de ionización gaseoso (<math>\text{BF}_3</math>)</i> .....  | 24 |
| 3.1.2. <i>Geiger Muller</i> .....  | 26 |
| 3.1.3. <i>Polímeros CR-39</i> .....  | 28 |
| 3.1.4. <i>Dosímetros Termoluminiscentes</i> .....  | 29 |
| CAPITULO IV.....   | 35 |
| 4.1. <i>Desarrollo experimental</i> .....  | 35 |
| 4.1.1. <i>Moderador de neutrones</i> .....   | 37 |
| 4.2.3. <i>Determinación del flujo de neutrones térmicos usando polímeros CR-39</i><br>.....  | 41 |
| 4.1.4. <i>Determinación de dosis de neutrones térmicos usando detectores de<br/>                trifluoruro de boro (<math>\text{BF}_3</math>)</i> ..... | 45 |
| 4.1.5. <i>Determinación de dosis gamma usando los detectores Geiger Muller</i> ...   | 49 |
| RESULTADOS .....   | 52 |
| REFERENCIAS BIBLIOGRAFICAS.....  | 53 |

## LISTA DE FIGURAS

|   |    |
|---|----|
| <b>Figura 1:</b> Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ .....   | 17 |
| <b>Figura 2:</b> Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ .....  | 18 |
| <b>Figura 3:</b> Espectro ISO de la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ .....  | 19 |
| <b>Figura 4:</b> Detector de neutrones Trifluoruro de Boro $\text{BF}_3$ .....  | 26 |
| <b>Figura 5:</b> Detector telescópico de fotones Geiger Müller .....  | 27 |
| <b>Figura 6:</b> Estructura química del CR-39. ....   | 28 |
| <b>Figura 7:</b> Modelo de bandas y emisión termoluminiscente. ● Electrón, ○ hueco. ...   | 30 |
| <b>Figura 8:</b> Dosímetros Termoluminiscentes TLD600 y TLD700 para determinar dosis (gamma y neutrón de la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ .....  | 33 |
| <b>Figura 9:</b> Fondo del dosímetro termoluminiscente y características de irradiación.  | 33 |
| <b>Figura 10:</b> Lectura, picos glow del dosímetro termoluminiscente y características de irradiación. ....  | 34 |
| <b>Figura 11:</b> En la figura se observa la fuente de neutrones, además del arreglo experimental para la determinación del espectro gamma de la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ en el laboratorio de física experimental de reactores. .... | 36 |
| <b>Figura 12:</b> En la figura se observa la placa radiográfica de la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ de forma cilíndrica, también observamos el óxido de Am y el dispositivo de Be. ....  | 36 |
| <b>Figura 13:</b> Dispositivo de Almacenamiento de la fuente $^{241}\text{Am-Be}$ , dicho recipiente está cubierta de parafina borada que sirve para moderar la fuente. ....  | 37 |
| <b>Figura 14:</b> Bloques de Polietileno de espesor variables para moderación de los neutrones rápidos provenientes de la fuente $^{241}\text{Am-Be}$ .....   | 38 |
| <b>Figura 15:</b> Dispositivo Experimental para moderación de la fuente $^{241}\text{Am-Be}$ para calibración de TLDs y CR-39 con bloques de polietileno. ....  | 38 |
| <b>Figura 16:</b> Pila térmica de polietileno usado para moderar los neutrones de la fuente $^{241}\text{Am-Be}$ , se observa los agujeros donde se colocaron los CR-39 y $^{197}\text{Au}$ . ....  | 39 |
| <b>Figura 17:</b> Detector semiconductor de GeHP para determinar el espectro gamma de la fuente moderada de $^{241}\text{Am-Be}$ . ....   | 40 |
| <b>Figura 18:</b> Espectro gamma de la fuente moderada de $^{241}\text{Am-Be}$ por el detector semiconductor de GeHP.....   | 41 |

|   |    |
|---|----|
| <b>Figura 19:</b> Ubicación del CR-39 y los bloques de polietileno de espesor variable alrededor de la fuente de neutrones. ....  | 42 |
| <b>Figura 20:</b> Ubicación de los detectores CR-39, $^{197}\text{Au}$ alrededor de la fuente de neutrones moderada con parafina para determinación del flujo neutrónico..... | 42 |
| <b>Figura 21:</b> Comparación de perfiles de flujos térmicos con polietileno y parafina...  | 44 |
| <b>Figura 22:</b> Medición de la distribución del flujo de neutrones térmicos de la fuente de $^{241}\text{Am-Be}$ .....  | 44 |
| <b>Figura 23:</b> Medición de dosis neutrónico proveniente de la fuente $^{241}\text{Am-Be}$ utilizando los detectores de neutrones BF3. ....                                 | 46 |
| <b>Figura 24:</b> Tasa de dosis en función de la distancia obtenidas por los monitores de neutrones BF3-1 (en cm). ....   | 47 |
| <b>Figura 25:</b> Tasa de dosis en función de la distancia obtenidas por los monitores de neutrones BF3-2 (en cm). ....   | 48 |
| <b>Figura 26:</b> Tasa de dosis en función de la distancia cortas obtenidas por los monitores de neutrones BF3-1 (en cm). ....  | 48 |
| <b>Figura 27:</b> Tasa de dosis en función de la distancia obtenidas por los monitores de neutrones (distancias en cm). ....  | 48 |
| <b>Figura 28:</b> Medición de dosis gamma proveniente de la fuente $^{241}\text{Am-Be}$ utilizando los detectores Geiger Müller. ....   | 50 |
| <b>Figura 29:</b> Tasa de Exposición en función de la distancia obtenida por un monitor FAG. ....   | 51 |

## LISTA DE TABLAS

|  |    |
|--|----|
| <b>Tabla 1:</b> Clasificación de los neutrones por rango de energía. ....  | 14 |
| <b>Tabla 2:</b> Propiedades físicas y químicas del CR-39. ....   | 29 |
| <b>Tabla 3:</b> Datos del Flujo neutrónico térmico para parafina.....  | 43 |
| <b>Tabla 4:</b> Datos del Flujo neutrónico térmico para polietileno. ....  | 43 |
| <b>Tabla 5:</b> Datos de los monitores BF <sub>3</sub> (1) y BF <sub>3</sub> (2) a distancia variable (cm). .... | 46 |
| <b>Tabla 6:</b> Resultados obtenidos con los monitores de neutrones a distancias cortas.<br>.....                | 46 |
| <b>Tabla 7:</b> Resultados obtenidos con el FAG a distancias variadas. ....                                      | 50 |



## OBJETIVOS

- *Caracterizar la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$  para determinar el espectro y energía media gamma de dicha fuente*
- *Calibrar detectores de medición de dosis neutrónica tales como el Cr-39 y Dosímetros Termoluminiscentes TLD para el estudio de dosis en monitoreo personal y ambiental.*
- *Evaluar o caracterizar la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  para calibración de equipos de medición de neutrones.*
- *Caracterizar los materiales para blindaje de fotones y neutrones en el laboratorio de Física experimental del grupo Calculo y Análisis de Seguridad (CASE)*

## RESUMEN

En el presente trabajo el campo de neutrones producido por una fuente de neutrones de  $^{241}\text{Am-Be}$  ha sido evaluado experimentalmente, debido que actualmente en el Perú no existe un laboratorio de Calibración de neutrones que preste servicios de calibración de equipos y detectores de neutrones térmicos. Además se describe los instrumentos y equipos utilizados en el proceso de detección de neutrones térmicos.

La evaluación experimental se realizó en etapas, se usó varios elementos moderadores tales como parafina borada, polietileno y Cadmio a su vez se termalizaron en diferentes geometrías como se muestran en la figuras 14, 15, 19 y 20. Mediante diferentes métodos tales como hojuelas  $\text{Au}^{197}$ , CR-39 y TLD se obtuvieron flujos y dosis provenientes de la fuente isotópica, además mediante una serie de cálculos experimentales y teóricos (MCNP-4b) se determinaron las características de la fuente isotópica Am-Be y del espectro gamma obtenido de un detector semiconductor de GeHP se pudo determinar la energía gamma promedio.

Se procedió a realizar pruebas de reproducibilidad con las diferentes técnicas para obtener un mayor grado de precisión en los datos. Esta evaluación permitió obtener datos para futuras calibraciones de equipos y/o detectores tales como CR-39, TLD y BF3 para monitoreo de personal expuesto a fuentes de neutrones provenientes de Reactores nucleares, aceleradores lineales y fuentes portátiles así como para el monitoreo ambiental en caso de riesgo radiológico. Además se pretende con esta evaluación diseñar, construir, estudiar materiales para el blindaje, un sistema de irradiación de neutrones guardando todos los sistemas de seguridad que pide la AEIA.

## **AGRADECIMIENTO**

A mis queridos padres, por su apoyo incondicional e influencia en mi desarrollo personal y profesional.

A mis asesores Raúl Félix Caritas (Universidad Nacional Mayor de San Marcos) y Gerardo Lázaro Moreyra (Instituto Peruano de Energía Nuclear) por su constante asesoría, enseñanza y consejo para que este proyecto de investigación sea posible.

Al grupo del DGI-CASE por su amistad brindado y apoyo durante mi estancia en el IPEN

## **CAPITULO I**

### **1.1. Introducción**

El Departamento de Case del Instituto Peruano de Energía Nuclear – IPEN cuenta con un laboratorio de Física Experimental en la cual se desea implementar un ambiente donde se pueda ubicar una fuente de neutrones  $^{241}\text{Am-Be}$  de 5Ci de actividad y una intensidad  $1.1 \times 10^7 \text{s}^{-1}$ ) para estudios de materiales moderadores y determinación de dosis.

Cabe resaltar que el estudio de la dosimetría de neutrones suele ser más compleja que el estudio de la dosimetría gamma debido a que las fuentes de neutrones (fuentes tales como una central nuclear o una fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$ ) vienen acompañadas casi siempre de radiación gamma por lo que se requiere discriminar ambas radiaciones mediante otras técnicas para saber las contribuciones dosimétricas de cada una de las radiaciones.

Uno de los estudio en este proyecto fue caracterizar el espectro gamma de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  de 5Ci con un detector de GeHp y con la Información espectral determinar las características de la fuente así como la energía media de los fotones. Esta caracterización se realizó mediante cálculos y mediante mediciones. Los cálculos teóricos se realizaron usando el código MCNP-4b mientras que las mediciones experimentales se efectuaron con diferentes técnicas de obtención de dosis y flujo neutrónico, entre ellas los contadores proporcionales (BF3) y los contadores Geiger Müller, los datos obtenidos tuvieron como objetivo aportar información de flujo y espectros en una determinada región, los mismos que suele ser de gran importancia para luego proceder a realizar mediciones en varios puntos.

Según la literatura las fuentes isotópicas de  $^{241}\text{Am-Be}$  es recomendada por la norma ISO-8529-2 para la calibración de monitores de  $^{241}\text{Am-Be}$ , al igual que la fuente  $^{252}\text{Cf}$  en este proyecto la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$  tiene forma cilíndrica, altura no mayor de 120mm y de diámetro promedio de 35mm, está encapsulada.

## CAPÍTULO II

### FUNDAMENTO TEORICO

#### 2.1. El neutrón

Por carecer de carga eléctrica, los neutrones no ionizan directamente las sustancias que atraviesan; por otra parte, al no ser desviados por los campos eléctricos de núcleos o electrones, son capaces en general de atravesar grandes espesores de materia. Un neutrón interacciona con la materia tan sólo cuando se acerca a muy pequeña distancia de un núcleo, hasta el punto de poder hablarse de colisión entre ambos. El número de neutrones  $n(x)$  procedente de un haz paralelo de  $n_0$  neutrones incidentes y mono energéticos, que han sido capaces de atravesar por  $\text{cm}^2$  de superficie perpendicular al haz y sin cambiar de dirección un espesor  $x$  de sustancia, constituida por un elemento simple, viene dado por

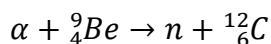
$$n(x) = n_0 \exp(-N\sigma x)$$

Donde  $N$  es el número de núcleos por  $\text{cm}^3$  de la sustancia atravesada y  $\sigma$  es la llamada «sección eficaz» total por núcleo, que depende de dicha sustancia y de la energía de los neutrones, y viene a representar la superficie eficaz o efectiva que ofrece el núcleo para la absorción del neutrón o su desviación de la dirección incidente. Dicha sección eficaz, sin embargo, no coincide, ni siquiera aproximadamente, con la sección geométrica del núcleo en cuestión, salvo en contadas ocasiones. La sección eficaz se suele expresar en barns, siendo  $1\text{barn} = 10^{-24}\text{cm}^2$

### 2.1.1. Emisión de neutrones

Ninguno de los procesos radiactivos existentes tiene como consecuencia la emisión de neutrones por parte de los núcleos. La emisión de neutrones no se produce espontáneamente, sino que debe ser desencadenada por alguna reacción nuclear. El estudio de las secciones eficaces de reacción pone de manifiesto que, aparte de los procesos de fisión espontáneos o inducidos, sólo existen dos tipos de reacciones nucleares relevantes para desencadenar la emisión de neutrones:

- *Reacciones ( $\alpha, n$ ):* Las partículas alfa emitidas por un radionúclido inciden sobre un material adecuado (habitualmente Be) y se produce la captura de la partícula alfa con la consiguiente emisión de uno o varios neutrones de unos pocos MeV de energía cinética. Este es el principio de funcionamiento de las fuentes de  $^{241}\text{Am}$ -Be, en las que un óxido de americio en polvo se mezcla con  $^9\text{Be}$ , también en polvo, de forma que las partículas alfa emitidas por el  $^{241}\text{Am}$  incidan sobre el  $^9\text{Be}$  y desencadenen la reacción nuclear



Típicamente, con este tipo de reacciones se consiguen rendimientos de producción del orden de 15 neutrones por segundo y por Bq de actividad del radionúclidos alfa.

- *Reacciones ( $\gamma, n$ ):* En este caso es la radiación gamma emitida por un radionúclido la que incide sobre el material adecuado ( $^9\text{Be}$  o  $^2\text{H}$ ) para producir la reacción de fotodesintegración que desencadena la emisión del neutrón también de unos pocos MeV. En este caso también se mezcla el radionúclido emisor gamma con el material en el que se produce la reacción nuclear para obtener los neutrones. El rendimiento de producción de neutrones con este tipo de reacciones es del orden de 100 veces inferior al de las ( $\alpha, n$ ).
- *Reactores nucleares:* Son las fuentes más poderosas por las que se pueden obtener neutrones; en este caso se obtienen por medio de fisión nuclear.

- Aceleradores de partículas: Las reacciones más comunes para producir neutrones en aceleradores de partículas, utilizando haces de protones o de deuterones.
- Fuentes de fisión espontánea: Son fuentes formadas por elementos que se fisionan espontáneamente, Como son los siguientes casos:  $^{254}\text{Cf}$ ,  $^{252}\text{Cf}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{238}\text{Pu}$  y  $^{232}\text{U}$ .

En lo que se refiere a procesos de fisión, las fuentes de  $^{252}\text{Cf}$  emiten neutrones debido a que los núcleos de Cf se fisionan de forma natural. Tras el descubrimiento del neutrón por Chadwick en 1932 se han desarrollado técnicas para aprovechar las fuentes de neutrones, empezando por el primer reactor nuclear de fisión desarrollado bajo la dirección de Enrico Fermi, que alcanzó la criticidad el 2 de diciembre de 1942. Los reactores nucleares son una importante fuente de neutrones, pero no la única, ya que se pueden encontrar en aceleradores de partículas utilizados para generar campos intensos de radiación que contienen electrones, fotones, neutrones y mesones. Otras fuentes de neutrones importantes son [Blanc, 1990]:

- Aviación: la radiación cósmica interacciona en las capas altas de la atmósfera y origina flujos neutrónicos muy energéticos, entre muchas otras partículas a las que el personal de vuelo de las compañías aéreas está continuamente expuesto.
- Aplicaciones médicas: los neutrones pueden ser utilizados directamente para el tratamiento de tumores, pero, sobre todo, aparecen como partículas secundarias en aceleradores lineales de electrones para radioterapia (LINACs), donde pueden causar problemas de radio protección.

Aunque la probabilidad de interacción de los neutrones es pequeña, la cantidad de personas que utiliza técnicas con neutrones y que puede resultar afectada por ellos hace que el campo de la dosimetría neutrónica deba ser desarrollado al menos al mismo nivel que para otros tipos de radiación.



### 2.1.2. Clasificación de los neutrones según su energía

Los neutrones se pueden clasificar según su energía en:

- Neutrones térmicos: Son aquellos que se encuentran en equilibrio térmico con la materia que los rodea. A 20°C la energía más probable de estos es de 0.025eV, pero también pueden tener energía hasta de 0.5eV. este tipo de neutrones presentan una distribución del tipo Maxwell con respecto a la energía.
- Neutrones con energía intermedia: Tienen energía que varían de 0.5eV a 10keV
- Neutrones rápidos: Tienen energías mayores a 10 keV.

**Tabla 1:** Clasificación de los neutrones por rango de energía. (Fuente: V. Koerting, C. Queral).

| Clasificación | Energías (eV) | Velocidad (m/s)   |
|---------------|---------------|-------------------|
| Fríos         | 0.005<        | $9,66 \cdot 10^2$ |
| Térmicos      | 0.025         | $2,2 \cdot 10^3$  |
| Epitérmicos   | 1             | $1,4 \cdot 10^4$  |
| Lentos        | $10^2$        | $1,4 \cdot 10^5$  |
| Intermedios   | $10^4$        | $1,4 \cdot 10^6$  |
| Rápidos       | $10^6$        | $1,4 \cdot 10^7$  |
| Ultrarrápidos | $10^8$        | $1,4 \cdot 10^8$  |

### 2.1.3. Propiedades del neutrón

Desde el punto de vista de la ingeniería nuclear, y de forma simplificada, se pueden resumir las características más relevantes de los neutrones en:

- El neutrón es una partícula subatómica de carga nula y tiene una masa de 1.0087 uma, algo mayor que la del protón. El neutrón libre es una partícula inestable, que se desintegra, con un periodo de 10.6 minutos.

En cambio, cuando el neutrón está confinado en el núcleo, la energía de enlace negativa le hace estable. Sin embargo, dado que los tiempos de reacción de los neutrones libres en los reactores nucleares (vida media de los neutrones en el reactor son mucho más pequeños, siendo del orden de  $10^{-14}$ s o mucho menor en el caso de reacciones directas, se puede considerar, en lo sucesivo, que son partículas estables.

La fuerza nuclear fuerte es el principal agente en las reacciones nucleares, aunque en algunos mecanismos de desintegración entran en juego las fuerzas nucleares débiles y la electromagnética.

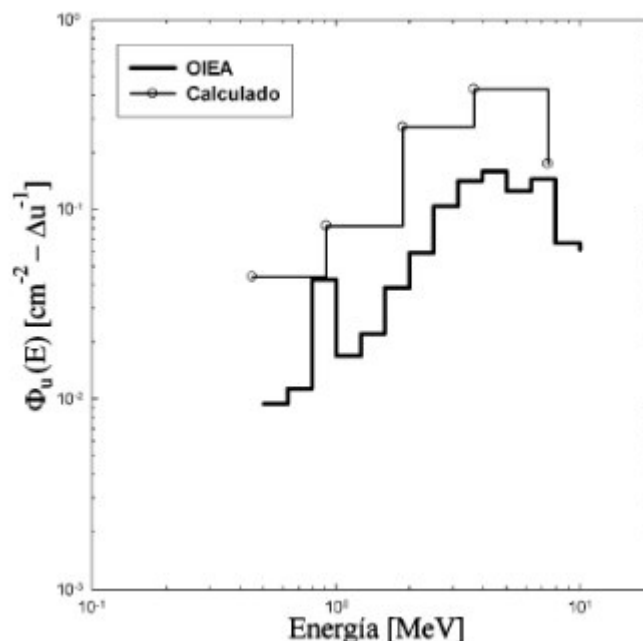
#### **2.1.4. Moderación de los neutrones**

Tanto en los reactores nucleares como en otras muchas fuentes los neutrones se producen con energía del orden de un millón de electrón voltio. Sin embargo al penetrar en la materia experimentan un proceso característico de degradación energética (moderación). Mientras que en el caso de las partículas cargadas o de los rayos gamma la pérdida de energía se debe sobre todo a efectos electromagnéticos, los neutrones pierden energía (se moderan) en las colisiones nucleares. Estas pueden ser colisiones inelásticas, en la que un núcleo queda en un estado excitado, o colisiones elásticas, en las que el núcleo con el que choca el neutrón adquiere parte de la energía de éste en forma de energía cinética. En el primer caso el neutrón debe de poseer energía cinética suficiente (del orden de 1MeV) para excitar el núcleo con el que choca. Por debajo de este límite únicamente las colisiones elásticas pueden moderar a los neutrones, y este proceso se continua hasta alcanzar las energías térmicas (1/40 eV). En este estadio las colisiones, en promedio, no tiene ya efecto alguno sobre la energía del neutrón: se ha alcanzado un estado de equilibrio térmico.

## 2.2. Características de la fuente $^{241}\text{Am-Be}$

La Organización Internacional para la Estandarización (ISO) establece los protocolos que se deben seguir para caracterizar y calibrar los dosímetros de neutrones. Entre ellos, define las fuentes de neutrones “*estándar*”, que sirven como referencia para la calibración y que pueden ser de cuatro tipos:  $^{241}\text{Am-Be}$ ,  $^{252}\text{Cf}$ ,  $^{252}\text{Cf/D}_2\text{O}$  (californio moderado con agua pesada) y  $^{252}\text{Cf/D}_2\text{O} + \text{Cd}$  (californio moderado, con una celda de cadmio) [ISO 8529-1, 2001; ISO 8529-2, 2000; ISO 8529-3, 1998]. La ISO define las características que debe cumplir cada una de estas fuentes y establece cuáles son los espectros neutrónicos de referencia emitidos por cada una de ellas. Las instalaciones de calibración deben poseer, por lo menos, fuentes con las características marcadas por la ISO. Obviamente, existen otros tipos de fuentes de neutrones que también se emplean para calibración, por ejemplo  $^{241}\text{AmF}$ ,  $^{242}\text{CmBe}$ ,  $^{227}\text{AcBe}$ ,...

La fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  es de tipo  $(\alpha, n)$ , en la que las partículas alfa emitidas por el  $^{241}\text{Am}$  inciden sobre el  $^9\text{Be}$  para emitir neutrones. Las diferencias físicas entre la disposición de los gránulos o láminas de óxido de americio y del berilio, así como la geometría del encapsulamiento puede afectar de forma importante al espectro de neutrones emitidos, por lo que todas estas características se encuentran definidas por el documento de la ISO. Las fuentes basadas en el  $^{252}\text{Cf}$  emiten neutrones rápidos por el proceso de fisión del mismo. Estos neutrones son moderados por el deuterio en el caso de envolver la fuente con un recipiente con agua pesada  $\text{D}_2\text{O}$ , con características y geometría establecidas también en el documento ISO, resultando un espectro con una termalización importante. Añadir una capa de Cd lleva a la absorción de los neutrones con  $E < 400 \text{ eV}$  y, por tanto, a la desaparición de la parte térmica del espectro.

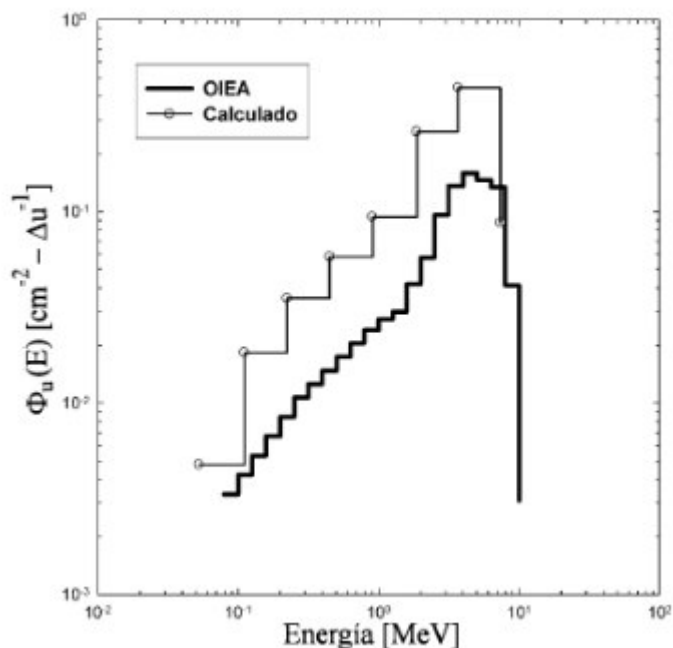


**Figura 1:** Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$   
(Fuente: Vega-Carrillo et al., 2005)

Normalmente se procede a simulaciones para determinar el espectro de las fuentes ISO, que luego debe ser validado experimentalmente. Esta validación debe efectuarse con un espectrómetro convenientemente calibrado. En la figura 1 se presenta el espectro calculado de una fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  [Vega-Carrillo et al., 2005], donde se observa la emisión de neutrones cuya energía varía de 0,1 a 10 MeV y tiene un máximo a 4 MeV.

Las fuentes isotrópicas que utilizan el Be como blanco y a un emisor de partículas alfa presentan características similares, ya que todas se basan en la reacción nuclear ( $\alpha, n$ ).

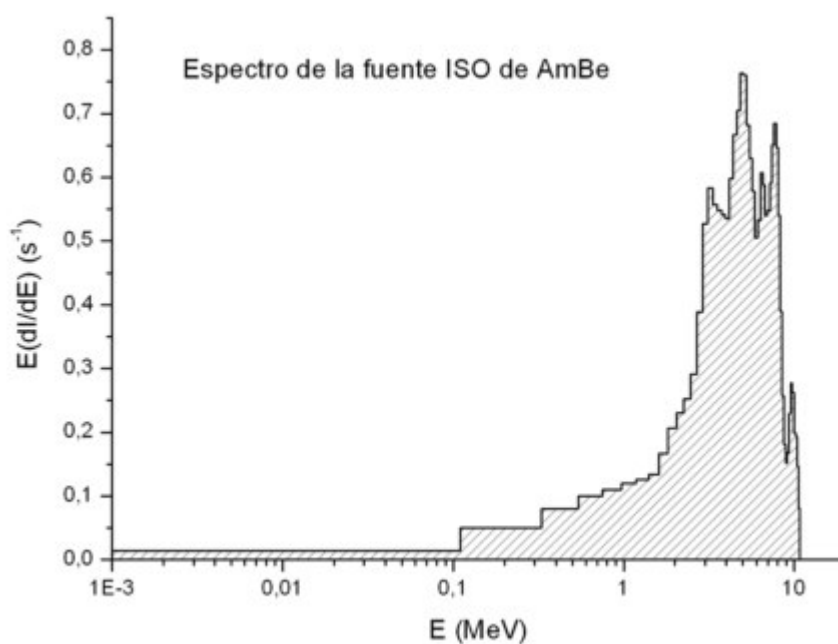
Así, la figura 2 muestra el espectro de una fuente de  $^{239}\text{PuBe}$  [Vega-Carrillo et al., 2005], que emite neutrones entre 0,5 y 11 MeV y su máximo se localiza también en 4 MeV. La similitud de los espectros puede observarse comparando las figuras.



**Figura 2:** Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de  $^{239}\text{PuBe}$

Fuente: Vega-Carrillo et al., 2005)

La figura 3 muestra el espectro, en términos de letargia  $E(d\Phi/dE)$ , definido como estándar ISO para la fuente de neutrones de  $^{241}\text{Am-Be}$ . El espectro medido de cualquier fuente de AmBe utilizada como calibración debe ser compatible con el mostrado. En la simulación llevada a cabo en el presente trabajo, y presentada en el capítulo 7 de esta memoria, se ha tomado inicialmente el espectro ISO de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  como término fuente



En este Capítulo se usó las referencias [2, 3, 4, 5, 6]

**Figura 3:** Espectro ISO de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$   
(Fuente: según ISO8529-1, 2001)

## **2.3. Los rayos Gamma**

### **2.3.1. Interacción de los rayos gamma con la materia**

Como es de conocimiento, las características de la interacción de la radiación electromagnética con la materia dependen de la energía.

Existen doce posibles tipos de interacción de la radiación electromagnética con la materia. Algunas nunca han sido observadas y otras ocurren de modo muy poco frecuente. Dado el objetivo que nos ocupa, sólo analizaremos las más representativas desde el punto de vista de la dosimetría.

En general, las interacciones de la radiación electromagnética difieren de las que se dan con las partículas cargadas en la forma mucho más discreta o discontinua en que se produce la pérdida de energía por unidad de recorrido, especialmente en la región de energías superiores a 0,01 MeV. Las secciones eficaces de las interacciones de los fotones con los electrones y los núcleos son mucho menores que las correspondientes a las partículas cargadas, al carecer de carga eléctrica y masa (su alcance es mucho mayor).

No obstante dichas interacciones o bien producen drásticas variaciones, tanto de la energía como de la dirección o bien significan la desaparición del fotón original.

En el caso de los fotones emitidos en las transiciones nucleares, conviene mencionar los tres tipos de interacción con la materia siguientes:

- Efecto fotoeléctrico.
- Dispersión por electrones (Thomson, Rayleigh y Compton).
- Producción de pares electrón - positrón.

### **2.3.2. Exposición "X"**

Se trata de una magnitud únicamente utilizable en campos de fotones y en aire. Consideremos  $\Delta Q$  como la suma de las cargas eléctricas de un mismo

signo, generadas por los electrones secundarios liberados por las interacciones de los fotones (radiación primaria) en un elemento de volumen de aire cuya masa es  $\Delta m$ . Debe entenderse que en  $\Delta Q$  hay que incluir el conjunto de cargas eléctricas producidas por los electrones secundarios en toda su trayectoria, es decir, desde que son generados por los fotones en el elemento de masa hasta que quedan completamente frenados en el medio, aunque en parte de su trayectoria haya ocurrido fuera de dicho elemento de masa. Además, en el cómputo de  $\Delta Q$  no deben incluirse las cargas eléctricas producidas por los electrones liberados por el "*bremsstrahlung*" generado por los electrones secundarios en su trayectoria.

La unidad recomendada es la propia del S.I., es decir, el C/kg. La exposición puede considerarse como la primera magnitud a la que pudo asociársele una instrumentación relativamente sencilla (detectores de gas) para una medición experimental.

$$X = \frac{\Delta Q}{\Delta m}$$

### **2.3.3. Dosis absorbida "D"**

En un punto está definida como:

$$D = \frac{\Delta \bar{\epsilon}}{\Delta m}$$

Siendo  $\Delta \bar{\epsilon}$  la energía impartida media por la radiación (primaria y secundaria) en un elemento de volumen de un medio cualquiera, de masa  $\Delta m$ . La unidad, en el S.I., es el J/kg que recibe el nombre especial de gray (Gy), en homenaje a este científico.

También aquí conviene mencionar, aunque con la recomendación de no ser ya utilizada, una unidad especial - el rad -, definida según  $1 \text{ rad} = 100 \text{ erg/g}$ , cuya equivalencia es  $1 \text{ rad} \approx 10^{-2} \text{ Gy}$ .

### **2.3.4. Dosis equivalentes**

La introducción de la kerma y la dosis absorbida fue un importante avance, ya que son magnitudes válidas para cualquier tipo de radiación y en cualquier medio receptor (tejido biológico, etc.). Tales magnitudes, en especial la dosis absorbida, son representativas de la energía impartida por la radiación en el elemento de volumen o masa. Posteriores análisis más detallados confirmaron la sospecha de que el daño biológico producido por la radiación no sólo dependía de dicha energía impartida sino también de otros factores en especial de:

- el tipo de radiación (electromagnética, electrones, neutrones, etc.)

La radiobiología experimental ha demostrado que, a igualdad cantidad de energía disipada por la radiación primaria en el elemento de volumen o masa de un tejido, el daño o desgaste biológico producido depende de la distribución de la energía absorbida, en especial de como ésta se reparte a lo largo de la trayectoria de las partículas cargadas que atraviesan el medio receptor, es decir, la transferencia lineal de energía L.

Como consecuencia, en esta especialidad o rama de la física y biología que estudia los efectos biológicos de las radiaciones, ha sido necesaria la introducción de una nueva magnitud, denominada "dosis equivalente "H, definida de la siguiente forma:

$$H = D.(E.B.R)$$

Siendo D la dosis absorbida y ESR es un factor adimensional, propuesto en su día por Parker y denominado "eficacia biológica relativa", cuya misión es corregir la dosis absorbida al objeto de tener en cuenta el daño biológico. El factor EBR de una radiación respecto a otra se definió como el cociente entre las dosis absorbidas producidas por ambas que son necesarias para tener el mismo efecto biológico. Como radiación de referencia suele adoptarse a los fotones del Co-60.



A falta de definiciones más consistentes, en ingeniería fue habitual utilizar la magnitud dosis equivalente tal como se ha indicado, hasta que posteriormente, en 1966 la C.I.P.R. y la C.I.U.R. recomendaron una nueva definición de la misma en el ámbito de la protección radiológica, en la forma

$$H = D Q N$$

Siendo Q y N dos factores adimensionales. El factor Q o "factor de calidad" de la radiación depende del tipo de partículas y de su transferencia lineal de energía L. El factor N, que engloba a su vez a otros varios (factores modificantes), sólo se utiliza en la determinación de las dosis equivalentes en órganos y tejidos biológicos producidos por contaminación interna mediante incorporaciones (vía inhalación o ingestión) de radio nucleídos. Esos casos tienen interés cuando la radiación primaria está constituida por partículas cargadas (alfas, betas. etc.) y en ellos el factor N tiene en cuenta la distribución geométrica de los radio nucleídos, los alcances, las ionizaciones específicas y los valores de la transferencia lineal de energía de las partículas del campo en el seno de los tejidos.

### 2.3.5. *Kerma* "K"

En un punto, está definida de acuerdo con la relación

$$K = \frac{\Delta E_{tr}}{\Delta m}$$

Siendo  $\Delta E_{tr}$  la suma de la energía transferida, en forma de energía cinética inicial, a las partículas cargadas liberadas por las partículas indirectamente ionizantes en un elemento de volumen del medio de masa  $\Delta m$ . La unidad, en el S.I., es el J/kg. Kerma es la apócope de "*Kinetic Energy Released per Unit Mass*".

El valor de  $\Delta m$  debe ser suficientemente pequeño de forma que, al efectuar alguna medición, no se distorsione apreciablemente el campo de radiación.

Ello es particularmente necesario si el medio en que se mide experimentalmente la kerma es distinto del medio general del campo. Si la

distorsión es apreciable deben efectuarse las correcciones pertinentes. En ese contexto no deben extrañar afirmaciones del tipo: "la kerma para aire en un punto del agua".

La descripción y el conocimiento de un campo de radiación deben hacerse normalmente dando los valores del flujo de energía en sus puntos receptores de interés. Sin embargo, para los propósitos de la dosimetría puede ser suficiente dar los valores de la kerma en un material o medio especificado.

Dicho material suele ser el aire en los cálculos de ingeniería y el tejido blando (densidad ( $\approx 1 \text{ g/cm}^3$ ) para los estudios de biología y medicina (radiobiología).

## CAPITULO III

### 3.1. Detectores de radiación

#### 3.1.1. Cámara de ionización gaseoso (BF<sub>3</sub>)

Los neutrones, al carecer de carga eléctrica, no ionizan directamente los gases; pero pueden detectarse de forma indirecta mediante reacciones nucleares que dan como producto partículas cargadas de una elevada energía cinética y por tanto ionizantes.

El caso que presenta mayor interés es la detección de neutrones térmicos, ya que es el tipo de neutrones cuyo flujo se ha de controlar en las centrales eléctricas equipadas con reactores nucleares de potencia. Los neutrones térmicos son neutrones que tras sucesivas colisiones elásticas con los núcleos del medio en que se encuentran llegan a estar en equilibrio termodinámico con ellos. Su espectro es continuo y en general se caracteriza por su velocidad más probable o por la energía correspondiente a esta velocidad a una temperatura del medio de 20°C. Estos valores son de 2200 m/s y de 0,025 eV respectivamente.

La reacción nuclear más empleada para la detección de neutrones térmicos mediante detectores de ionización gaseosa es la que se produce con el boro-10, una variante isotópica del boro de abundancia natural del 20%.

La reacción es la siguiente:  ${}_0^1n + {}_{5}^{10}B \rightarrow {}_3^7Li + {}_2^4He$

En esta reacción, con neutrones térmicos, se producen núcleos de litio-7 con una energía de 0,84 MeV y partículas alfa con una energía de 1,47 MeV. Por

lo tanto, los dos productos de la reacción son altamente ionizantes y fácilmente detectables con los métodos descritos.

En la práctica, se emplean dos alternativas para construir detectores de ionización gaseosa apropiados para la detección de neutrones térmicos. Una consiste en recubrir las paredes interiores de una cámara de ionización o la pared interior del cátodo de un contador proporcional con un depósito sólido de boro-10. De esta forma, la partícula alfa o el núcleo de litio producidos en la reacción y que emerjan del recubrimiento de boro hacia el interior del detector, ionizarán el gas de detección. La otra alternativa consiste en substituir el gas de detección habitual, normalmente una mezcla de argón y metano, por un gas en cuya composición interviene el boro-10. De esta forma el núcleo de litio y la partícula alfa productos de la reacción aparecen directamente en el seno del gas de detección. El gas empleado en este caso es trifluoruro de boro ( $\text{BF}_3$ ) en el que se ha tomado la precaución de que el boro constituyente sea casi exclusivamente boro-10.

Naturalmente, las modificaciones indicadas no impiden que los detectores sigan siendo, en principio, sensibles a los otros tipos de radiación; pero se les puede hacer ciegos para las partículas cargadas construyéndolos con paredes de espesor suficiente y se puede también, mediante la instrumentación electrónica asociada, distinguir entre los impulsos debidos a la radiación gamma y los debidos a los neutrones porque estos últimos son de mucha mayor amplitud.

Este mismo tipo de detectores descrito puede emplearse en la detección de neutrones rápidos o medios, es decir de neutrones cuya energía sea mayor que la de los neutrones térmicos, si dichos neutrones son sometidos previamente a un proceso de termalización. Para ello se envuelve el detector con un material moderador, es decir un material que frene su energía sin absorberlos. Así, algunos detectores comerciales sencillos para neutrones rápidos están constituidos simplemente por un contador proporcional de  $\text{BF}_3$  envuelto por una capa de parafina de algunos centímetros de espesor.



**Figura 4:** *Detector de neutrones Trifluoruro de Boro BF3*

### **3.1.2. Geiger Muller**

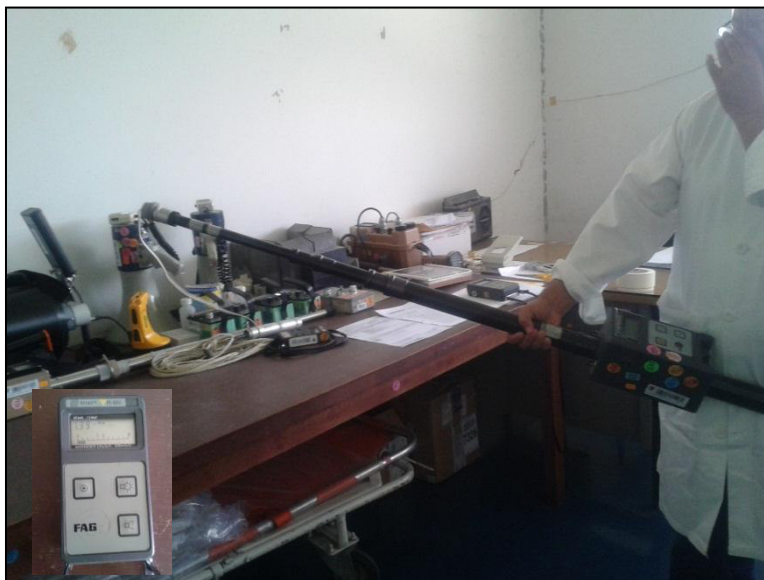
Son detectores de ionización gaseosa que trabajan polarizados en la zona Geiger. Su geometría es similar a la de los contadores proporcionales y, de hecho, todos los contadores proporcionales de flujo de gas pueden trabajar como detectores de tipo Geiger sin más que cambiar el tipo de gas y modificar la polarización.

Los modelos sellados suelen tener geometría cilíndrica con el electrodo central algo más grueso que en los contadores proporcionales y soportados por un solo extremo. De esta forma en el extremo opuesto se puede disponer una ventana para facilitar la penetración de la radiación alfa y beta. En los modelos destinados exclusivamente a la detección de radiación gamma se prescinde de la ventana.

En un contador GM el factor de multiplicación puede variar entre  $10^8$  y  $10^{10}$ , de manera que los impulsos que suministra pueden ser de varios voltios lo que simplifica enormemente los requisitos que ha de cumplir la instrumentación asociada. Esto y el hecho de que pueden trabajar en condiciones ambientales muy inhóspitas son sus principales ventajas.

Entre sus inconvenientes está el ya citado de que los impulsos que suministra no tienen relación ni con la naturaleza ni con la energía de las partículas detectadas y también que, en relación a los demás, es un detector lento que sólo puede acomodar-tasas de recuento moderadas.

La razón de su lentitud estriba en que tras la detección de una partícula no se recupera el campo eléctrico en el volumen de detección hasta que ha sido barrida la enorme densidad de carga espacial desarrollada. Eso supone, por término medio, un intervalo de tiempo de unos 100 microsegundos durante los cuales el detector es completamente insensible a la incidencia de nuevas partículas. El tiempo muerto del detector es un factor que hay que tener en cuenta para efectuar las oportunas correcciones siempre que se utilizan contadores GM.

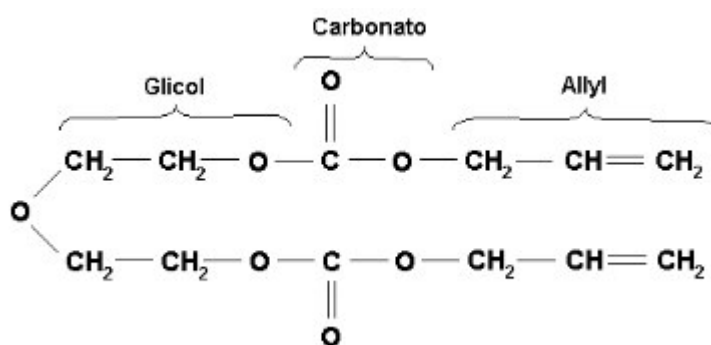


**Figura 5:** Detector telescópico de fotones Geiger Müller

### 3.1.3. Polimeros CR-39

El CR-39 o poli alil diglicol carbonato (PADC) es un plástico hecho por polimerización del dietilenglicol bi allic arbonato (ADC). El monómero es una resina alílica que contiene el grupo funcional  $[CH_2 = CH - CH_2 -]$

El monómero contiene en sí mismo dos de éstos grupos funcionales y tiene la siguiente estructura ( $H_{18}C_{12}O_7$ )



**Figura 6:** Estructura química del CR-39.

(Fuentes: C. Aparicio, H. Miranda).

Por la presencia de dos grupos funcionales alil, el monómero no puede sólo polimerizar, sino entrecruzarse, lo cual resulta en un plástico “Thermoset” caracterizado por ser duro e insoluble en todos los solventes. En suma, el homopolímero CR-39 es un plástico de alto grado óptico cuyo índice de refracción es ligeramente menor que el vidrio Crown.

El monómero es polimerizado por adicionar un pequeño porcentaje del catalizador diisopropil peroxidicarbonato (IPP) al monómero, y entonces se calienta. El CR-39 es transparente, una resina resistente al calor y que presenta cualidades no disponibles en otros plásticos, tales como: ser completamente transparente a la luz visible y completamente opaco en la región infrarroja y ultravioleta, resistencia a abrasivos, propiedades ópticas de alta calidad, peso de alrededor de la mitad de otros plásticos, resistencia a golpes, presión y ralladuras, resistente a la radiación gamma, amplio rango de absorción ultravioleta, mantiene sus propiedades ópticas luego de una larga exposición a solventes químicos, ácidos oxidantes y bases fuertes.

**Tabla 2:** *Propiedades físicas y químicas del CR-39.*

(Fuente: C. Aparicio, H. Miranda).

|  |   |
|--|---|
| Composición química                            | (C <sub>12</sub> H <sub>18</sub> O <sub>7</sub> ) |
| Densidad (g/cm <sup>3</sup> )                  | 1.30  |
| Peso Molecular (g/mol)                         | 274   |
| Número de electrones por molécula              | 146   |
| A/Z  | 1.8767  |
| Potencial de ionización (eV)                   | 70.19   |
| Peso específico a 25°C (g/cm <sup>3</sup> )    | 1,32  |
| Índice de refracción a 20°C                    | 1,501   |
| Transmitancia (espesor 6,3 mm)                 | 89-92%  |
| Resistencia a tracción (kg/mm <sup>2</sup> )   | 3,5-4,2   |
| Módulo de tensión                              | 210   |
| Resistencia a compresión (kg/mm <sup>2</sup> ) | 15,8  |
| Módulo de compresión                           | 210   |
| Temperatura máxima recomendada (°C)            | 100   |
| Calor específico (cal/g °C)                    | 0,55  |

#### **3.1.4. Dosímetros Termoluminiscentes**

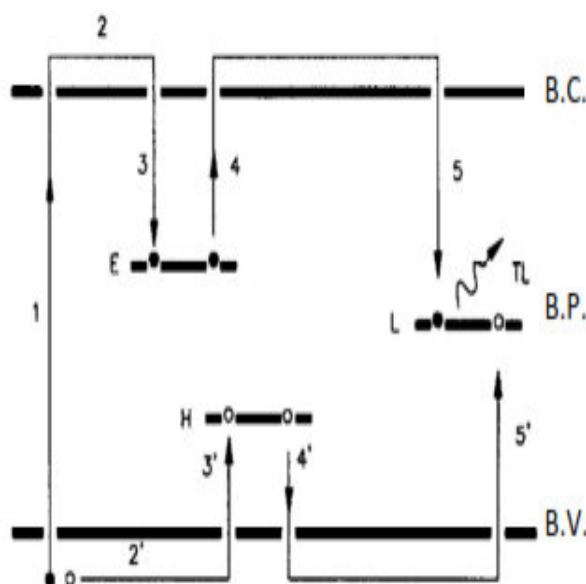
La luminiscencia térmicamente estimulada, es la emisión de luz en un material previamente irradiado, al calentarlo por debajo de su temperatura de incandescencia, usualmente conocida como termoluminiscencia.

A medida en que se incrementa la temperatura, los electrones y huecos comenzarán a vibrar hasta alcanzar la energía cinética suficiente para escapar de los estados meta estable y recombinarse con la emisión de los correspondientes.

#### **Mecanismos de la termoluminiscencia.**

Para poder explicar el fenómeno de termoluminiscencia se suele utilizar el modelo físico de bandas de energía:





**Figura 7:** Modelo de bandas y emisión termoluminiscente. ● Electrón, ○ hueco.  
(Fuente: I. Berenice)

El proceso de excitación-recombinación de los electrones y huecos generados mediante la incidencia de radiación ionizante en un material termoluminiscente se observa en la figura 7, este proceso se describe a continuación:

Cuando la radiación incide en el material, los electrones excitados pasan de la banda de valencia a la de conducción (1), ya en la banda de conducción los electrones se desplazan (2) por esta misma banda hasta ceder la energía suficiente para regresar a la banda de valencia, cuando los electrones regresan a la banda de valencia pueden ser atrapados en defectos (intersticiales (3), vacancias, etc.) o por impurezas en el material, estos defectos o impurezas son conocidos como trampas. Por otro lado, los huecos se desplazan por la banda de valencia hasta ser atrapados por trampas para huecos ubicadas en niveles cercanos a la banda de valencia (3').

Los electrones atrapados en un material termoluminiscente pueden ser retenidos por períodos prolongados de tiempo hasta la aplicación de una energía externa conocida como estimulación térmica, cuando es suficiente se logrará liberar a los electrones (4) y los huecos (4') de las trampas. Tanto

los electrones como los huecos se desplazan por su banda correspondiente y tras ocurrir una recombinación ( $5$  y  $5'$ ) se produce la emisión de un fotón con longitud de onda ubicada en el espectro visible.

La intensidad de la luz emitida por un sólido cristalino depende considerablemente de la concentración y tipo de impurezas o dopantes presentes en el material.

### **Dosimetría por termoluminiscencia.**

La capacidad de almacenar la energía a partir de la irradiación por un sólido cristalino, es un factor importante para la dosimetría termoluminiscente y es generalmente asociada con la presencia de activadores (impurezas y defectos estructurales). En los últimos años se han investigado materiales que exhiben las propiedades termoluminiscentes necesarias para ser usados en dosimetría de las radiaciones ionizantes.

Un dosímetro se puede definir como cualquier dispositivo, con un volumen determinado sensible a la radiación ionizante, capaz de proporcionar una lectura TL asociada con la dosis absorbida. Los dosímetros se pueden clasificar en absolutos y secundarios. Se dicen que son dosímetros absolutos si miden la energía absorbida directamente (calorímetros y cámaras de ionización), los secundarios deben ser calibrados para medir la energía absorbida (dosímetros de estado sólido y químicos), un dosímetro termoluminiscente es un dosímetro secundario, y debe ser colocado en un soporte apropiado para ser utilizado por personas o en algún lugar donde se encuentre en contacto con el medio ambiente.

### **Características dosimétricas de los materiales TL.**

Los materiales TL utilizados en dosimetría deben presentar las siguientes características principales: alta sensibilidad a la radiación ionizante, capacidad de almacenar la información por largos periodos de tiempo (bajo desvanecimiento), una curva termoluminiscente con un pico entre el rango de  $100$  y  $250^{\circ}\text{C}$  y una respuesta lineal en función de la dosis absorbida, una repuesta TL reproducible, un umbral de detección bajo, respuesta estable

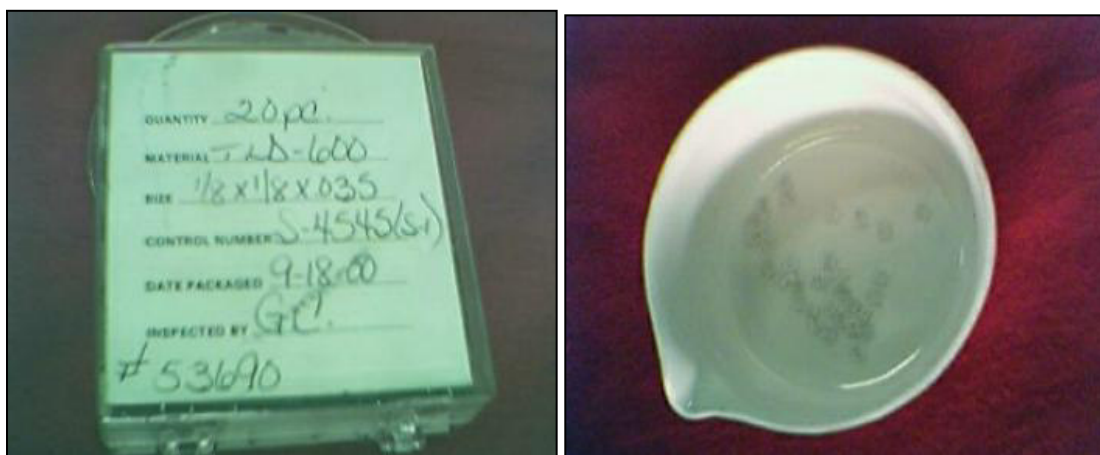
en función de las condiciones ambientales, etc. Generalmente se puede decir que los materiales TL funcionan mejor como detectores de radiación si se les somete a un tratamiento térmico uniforme antes de ser irradiados y después de realizar la lectura TL.

### **Formación de la curva TL.**

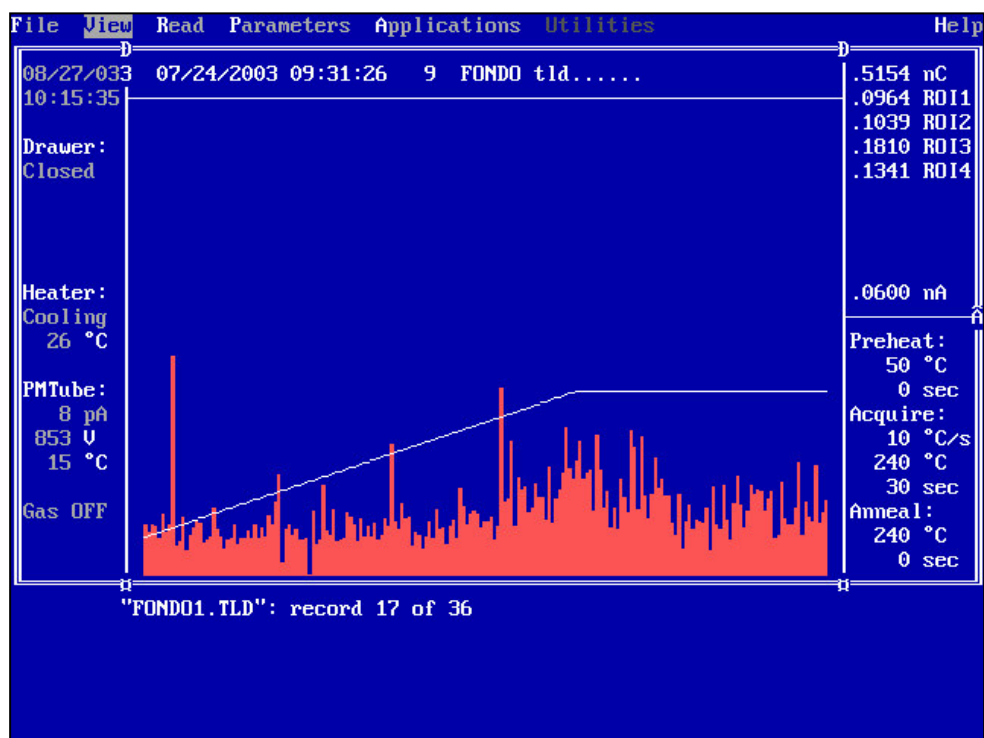
El proceso de emisión luminiscente durante el calentamiento del sólido cristalino implica la desocupación de las trampas en el mismo, por lo que la probabilidad de desocupación de las trampas a temperaturas bajas es despreciable, ya que los portadores de carga no tienen la energía cinética suficiente para escapar del pozo de potencial (Figura 7).

Por lo tanto a medida que aumenta la temperatura, la probabilidad de desocupación de las trampas es mayor. Durante cierto intervalo de temperatura, una fracción de los portadores de carga liberados se dirige hacia los centros de recombinación haciendo que disminuya la población de portadores de carga atrapados, por lo que la intensidad de luz emitida alcanza un máximo, dando origen a un patrón de luminiscencia en función de la temperatura llamado curva termoluminiscente (TL).

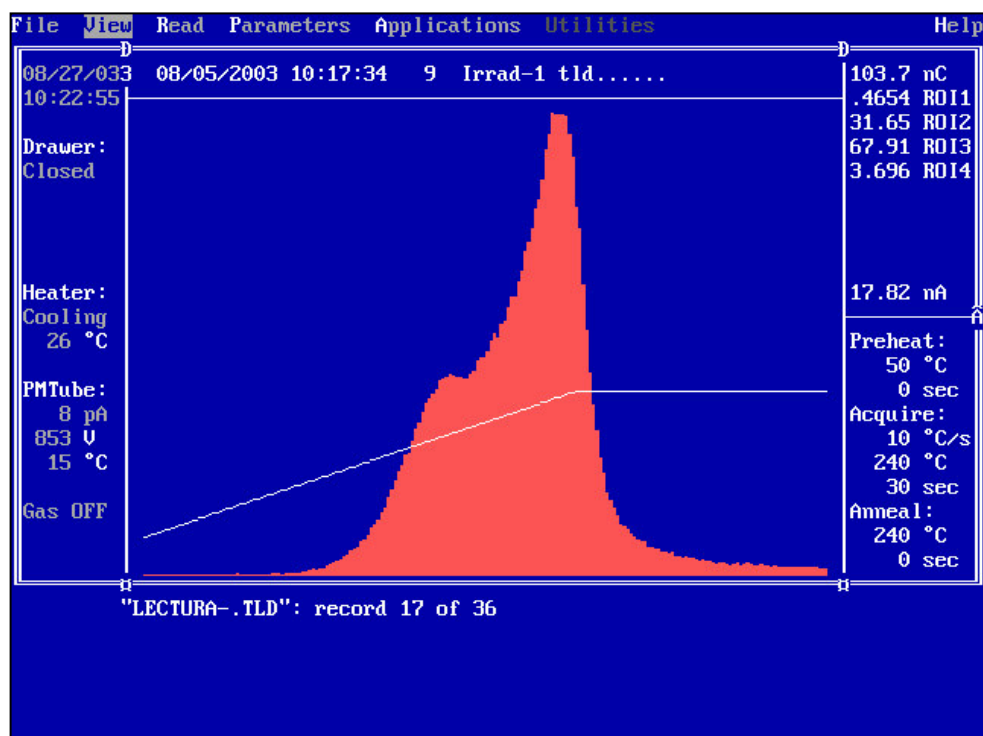
Debido a la existencia de más de un tipo de trampas en un material TL el proceso antes descrito se repite para cada tipo de trampas, dando lugar a varios puntos de máxima intensidad de emisión luminosa en la curva TL, los cuales se conocen comúnmente como picos TL. Cada pico está caracterizado por la temperatura a la cual se presenta la máxima intensidad de la emisión, por la energía de activación o profundidad de la trampa ( $E$ ) y por el factor pre-exponencial o factor de frecuencia ( $s$ ).



**Figura 8:** Dosímetros Termoluminiscentes TLD600 y TLD700 para determinar dosis (gamma y neutrón de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$



**Figura 9:** Fondo del dosímetro termoluminiscente y características de irradiación.



**Figura 10:** Lectura, picos glow del dosímetro termoluminiscente y características de irradiación.

## CAPITULO IV

### ***4.1. Desarrollo experimental***

En el grupo de CASE de la dirección General de instalaciones del IPEN cuenta con un laboratorio de Física experimental y en uno de sus ambientes se desea diseñar, construir e instalar un laboratorio de Física de Neutrones.

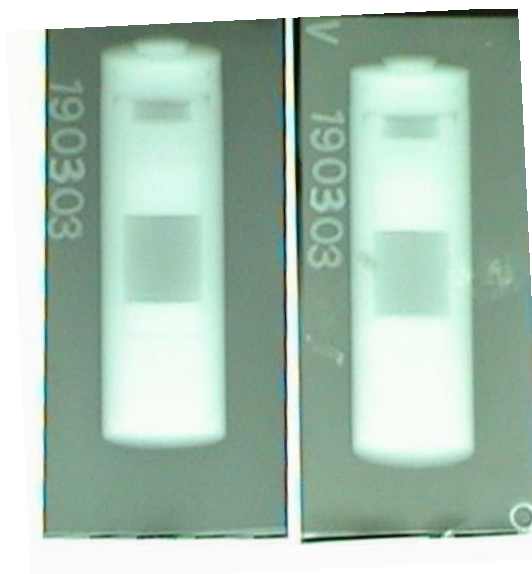
El grupo CASE cuenta con una fuente de neutrones de  $^{241}\text{Am}$ -Be con las siguientes características:

- Actividad Referencial de la fuente (06/Set/88) : 5ci
- Periodo de Semi desintegración  $^{241}\text{Am}$  : 458 años
- Intensidad :  $1,1 \times 10^7$  n/s
- Energía promedia : 5 MeV

Dicha fuente no dispone de datos ni de una ficha técnica donde indique las características isotópicas de la fuente, debido a este percance se procedió a evaluar experimentalmente y obtener datos adicionales para poder caracterizar dicha fuente y sirva de propósito para el Laboratorio de Física Experimental LABFER. La fuente de  $^{241}\text{Am}$ -Be tiene una geometría cilíndrica aproximada de 120mm de altura x 35mm de diámetro encapsulado en un cilindro de acero inoxidable (posiblemente acero inoxidable A316) en su interior tiene un oxido de Am y una capsula de Be.



**Figura 11:** En la figura se observa la fuente de neutrones, además del arreglo experimental para la determinación del espectro gamma de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  en el laboratorio de física experimental de reactores.



**Figura 12:** En la figura se observa la placa radiográfica de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  de forma cilíndrica, también observamos el óxido de Am y el dispositivo de Be.



**Figura 13:** *Dispositivo de Almacenamiento de la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$ , dicho recipiente está cubierta de parafina borada que sirve para moderar la fuente.*

#### **4.1.1. Moderador de neutrones**

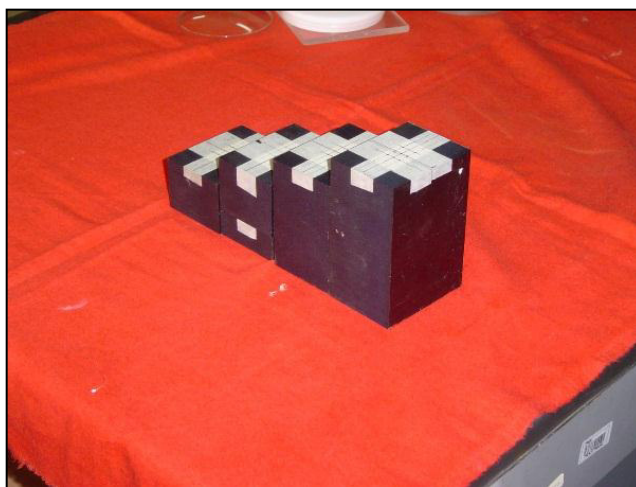
Sabemos que los materiales más efectivos para frenar los neutrones hasta energías térmicas son los compuestos por un gran número de átomos de bajo peso atómico, como el hidrógeno. Estos materiales se llaman moderadores y serán más efectivos cuanto menor sea su sección eficaz de captura para los neutrones. Cuanto más livianos sean los átomos del moderador, mayor energía les será transferida por los neutrones por interacción y menor será el número de choques necesarios para termalizar los neutrones. Previos a la evaluación experimental de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  se usaron como material moderadores: polietileno, parafina, cadmio, agua, etc.

Las principales características técnicas de los materiales a estudiar para blindajes o moderadores (parafina, polietileno, cadmio, concreto) se destacan los porcentajes en masa de hidrógeno y boro, elementos que cumplen la función de moderador y absorbente de neutrones respectivamente.

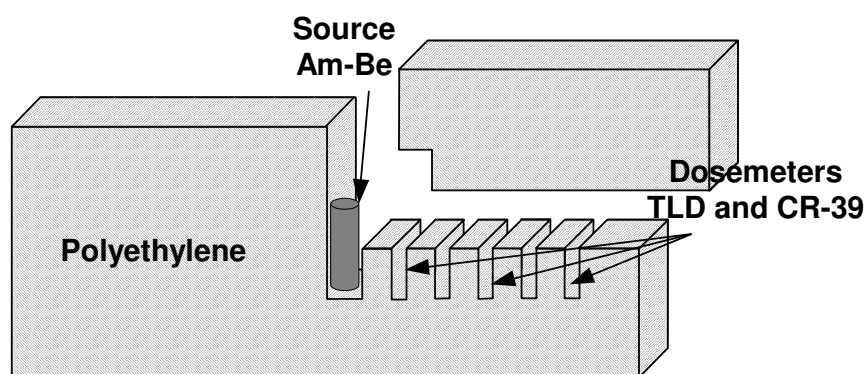


La medida del flujo de neutrones antes y después de cada espesor de material usado en esta experiencia se realiza directamente mediante un detector de neutrones como el caso del CR-39.

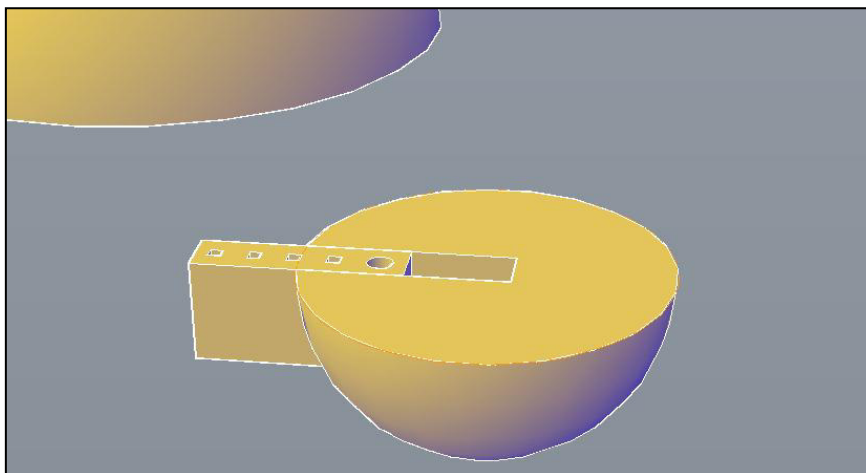
En la figura se muestra elementos y formas de cómo se moderó la fuente en diferentes geometrías para obtener mejores resultados; tales como el flujo, fluencia, tasa de exposición, dosis absorbida, etc. Los valores de los flujos se encuentran en la Tabla 3 y Tabla 4



**Figura 14:** Bloques de Polietileno de espesor variables para moderación de los neutrones rápidos provenientes de la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$ .



**Figura 15:** Dispositivo Experimental para moderación de la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$  para calibración de TLDs y CR-39 con bloques de polietileno.

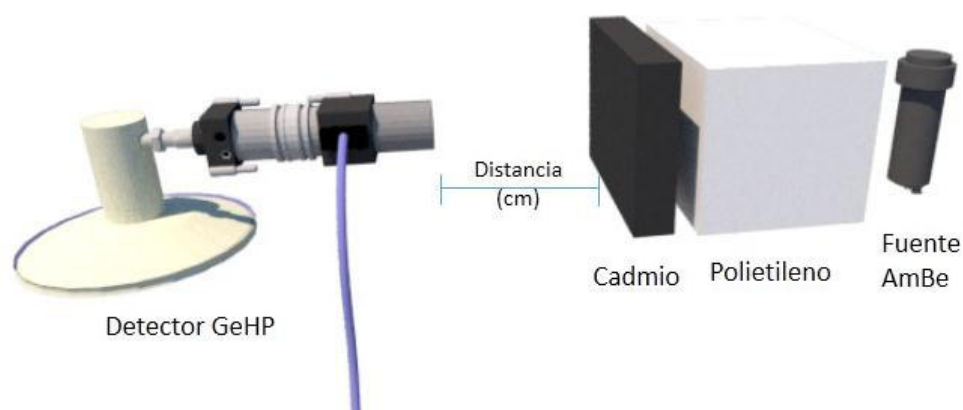


**Figura 16:** Pila térmica de polietileno usado para moderar los neutrones de la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$ , se observa los agujeros donde se colocaron los CR-39 y  $^{197}\text{Au}$ .

#### 4.1.2. Espectro gamma de la fuente $^{241}\text{Am-Be}$

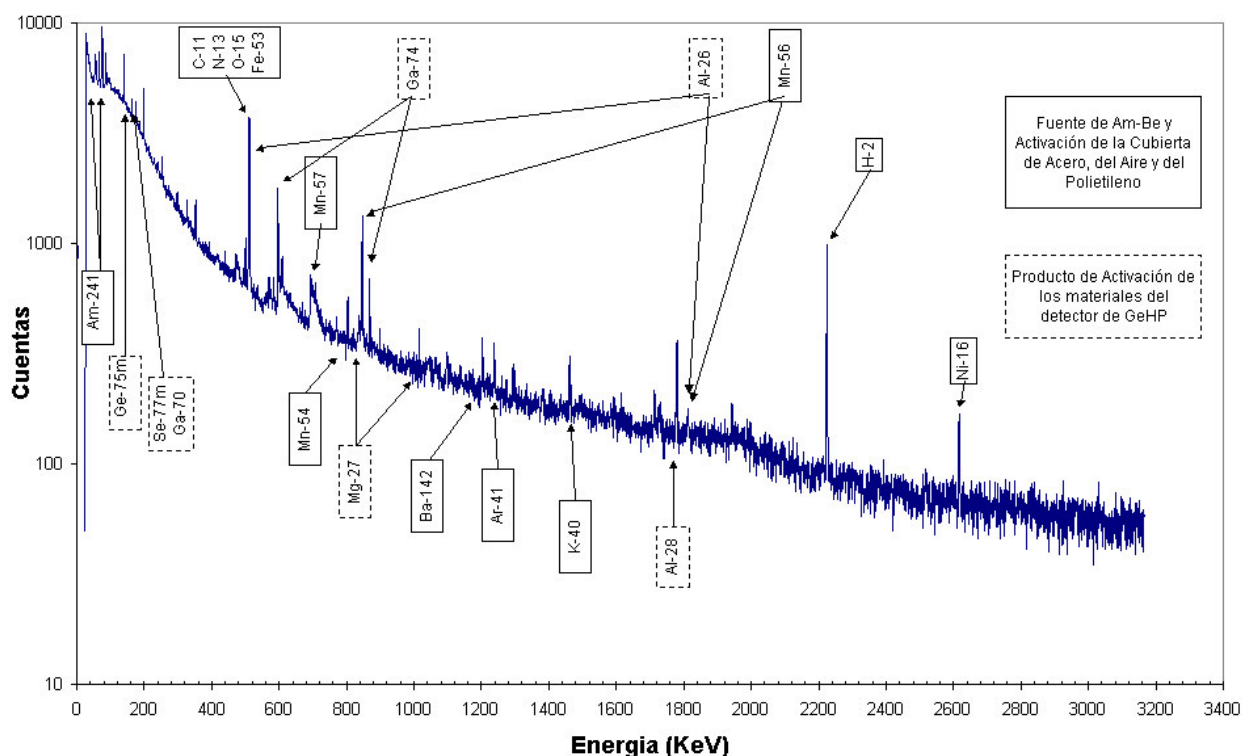
El presente trabajo expone las mediciones experimentales del espectro gamma de una fuente sellada de  $^{241}\text{Am-Be}$ , utilizando un detector semiconductor GeHP (Canberra), con estos resultados se determinaron la energía media de radiación gamma para caracterizar la fuente y calibrar detectores de radiación mixtos.

Para que los detectores TLD o los detectores CR-39 u otros equipos fueran calibrados se debía de obtener la energía media de los fotones de la fuente de neutrones  $^{241}\text{Am-Be}$ . Para realizar un análisis se utilizó una cadena de espectrometría gamma asociada a un detector semiconductor de GeHP (Canberra), con la tarjeta multicanal Genie y la librería Stdlib.nlb para identificar los picos de los diferentes radionúclidos, además se utilizó la TRS-295 para la identificación y depuración de fondo. En la Figura 17 se muestra el esquema de protección del detector semiconductor de GeHP a los neutrones dando paso solo a los fotones gamma para su medición.



**Figura 17:** Detector semiconductor de GeHP para determinar el espectro gamma de la fuente moderada de  $^{241}\text{Am-Be}$ .

Para calibrar los detectores de radiación se necesitó la energía media de la radiación gamma de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$ , utilizando la espectrometría gamma se obtuvo el valor de 368.3 KeV. En la figura 18 se presenta el espectro gamma colectado por un detector semiconductor de GeHP, se distinguen claramente la emisión de fotones gamma de 13.9, 24.08 y 58.24 KeV en la desintegración del  $^{241}\text{Am}$ , además de los fotones gamma de 2223.59 KeV debido a la captura de neutrones por el hidrogeno y 511.18 KeV por el carbono y el oxígeno del polietileno, la emisión de partículas alfa por parte de la reacción  $\text{Be}(\alpha, n)\text{C}$  activa el oxígeno y el nitrógeno del aire siendo sus energías de 511.18 y 2615.53 KeV; el acero inoxidable que es la cubierta que sella la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  también se encuentra activado siendo sus energías de emisión gamma 140.51, 162.35, 176.55, 595.36 y 867.82 KeV. Los demás picos que se muestran en la figura 16 son debido a la activación del material del detector que tiene un tiempo de vida media del rango de unos cuantos segundos a minutos.



**Figura 18:** Espectro gamma de la fuente moderada de  $^{241}\text{Am}$ -Be por el detector semiconductor de GeHP.

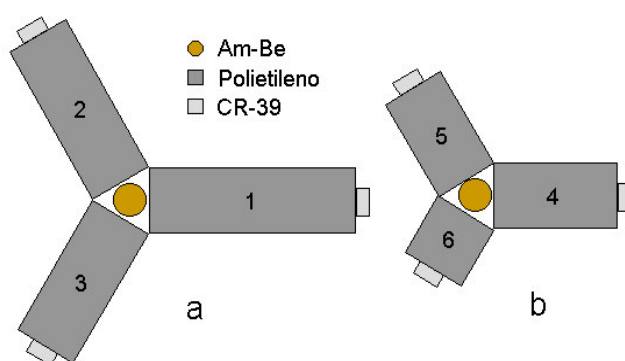
#### 4.2.3. Determinación del flujo de neutrones térmicos usando polímeros CR-39

Actualmente para medición flujos de neutrones se pueden realizar usando técnicas tales como monitores activables (indio, oro) y la Técnica de huellas nucleares CR-39 usados para el estudio de reactores nucleares, aceleradores y fuentes portátiles de neutrones. En este caso en especial para la medición de bajos flujos de neutrones provenientes de la Fuente  $^{241}\text{Am}$ -Be se usara la técnica del CR-39.

Para este caso, usaremos detectores activos para medición directa del flujo y dosis de neutrones pues en los puntos seleccionados (ver figura 19 y 20) el flujo de neutrones no es muy alto para tiempos cortos para que se activen los detectores pasivos como el  $^{197}\text{Au}$ , para que dichas laminas se activen se requieren tiempos muy largos por lo que usamos otro medio de medición de flujo como el CR-39.

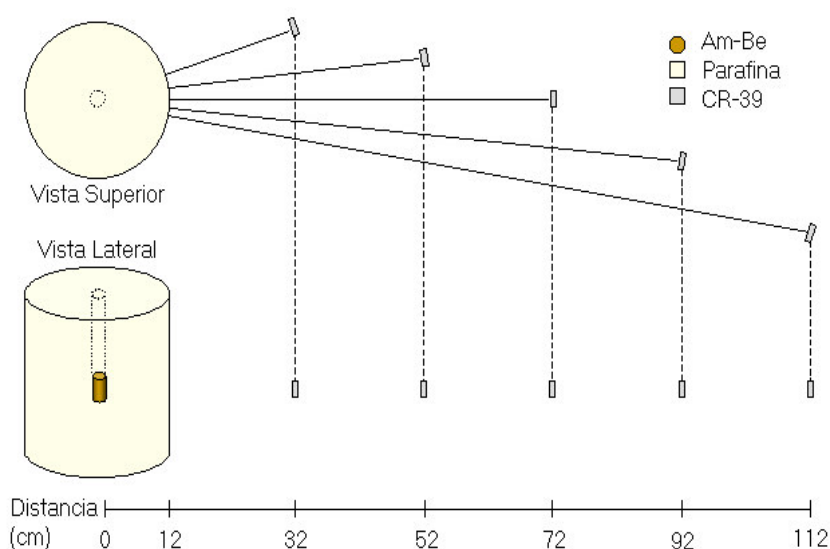
Las medidas para el detector pasivo CR-39 se han realizado a diferentes distancias de la fuente, para proceder a tomar datos de la fuente de

neutrones, previamente la fuente portátil fue termalizada con moderadores de polietileno según la figura 19) y la geometría con el polietileno se observa en la figura 19(a) diferentes espesores y parafina a espesor constante; las distancias fueron variables tal como muestra la figura 19(a y b). Se obtuvo como resultado los perfiles de flujo y que el mejor moderador para ésta fuente es el polietileno.



**Figura 19:** Ubicación del CR-39 y los bloques de polietileno de espesor variable alrededor de la fuente de neutrones.

(Fuente: C.Aparicio, H. Miranda).



**Figura 20:** Ubicación de los detectores CR-39,  $^{197}\text{Au}$  alrededor de la fuente de neutrones moderada con parafina para determinación del flujo neutrónico

(Fuente: C. Aparicio, H. Miranda).

Los datos obtenidos en este trabajo se muestra en la Tabla 3 y Tabla 4, los detectores de huellas nucleares CR-39 se colocaron de la manera de la figura 19 y 20 a diferentes distancias desde la superficie de la fuente de neutrones (32 cm, 52 cm, 72 cm, 92 cm y 112 cm), de tal manera que su cara frontal este perpendicular a la superficie del moderador. El tiempo de irradiación fue de 117 horas

**Tabla 3:** Datos del Flujo neutrónico térmico para parafina.

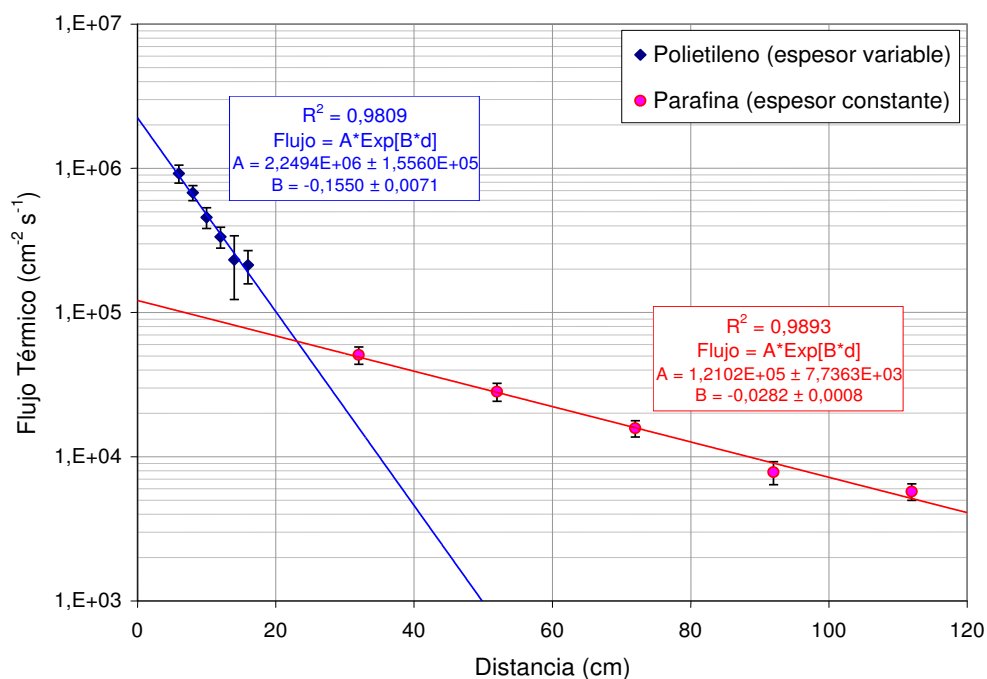
(Fuente: C. Aparicio, H. Miranda)

| Material Atenuador | Distancia<br>(cm) | Flujo de Neutrones Térmicos<br>( $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ) | Error Porcentual<br>(%) |
|--------------------|-------------------|--|-------------------------|
| Parafina           | 32                | $5,07\text{E}+04 \pm 7,02\text{E}+03$                            | 13,84                   |
|                    | 52                | $2,82\text{E}+04 \pm 4,03\text{E}+03$                            | 14,29                   |
|                    | 72                | $1,57\text{E}+04 \pm 2,05\text{E}+03$                            | 13,06                   |
|                    | 92                | $7,81\text{E}+03 \pm 1,41\text{E}+03$                            | 18,05                   |
|                    | 112               | $5,73\text{E}+03 \pm 7,47\text{E}+02$                            | 13,04                   |

**Tabla 4:** Datos del Flujo neutrónico térmico para polietileno.

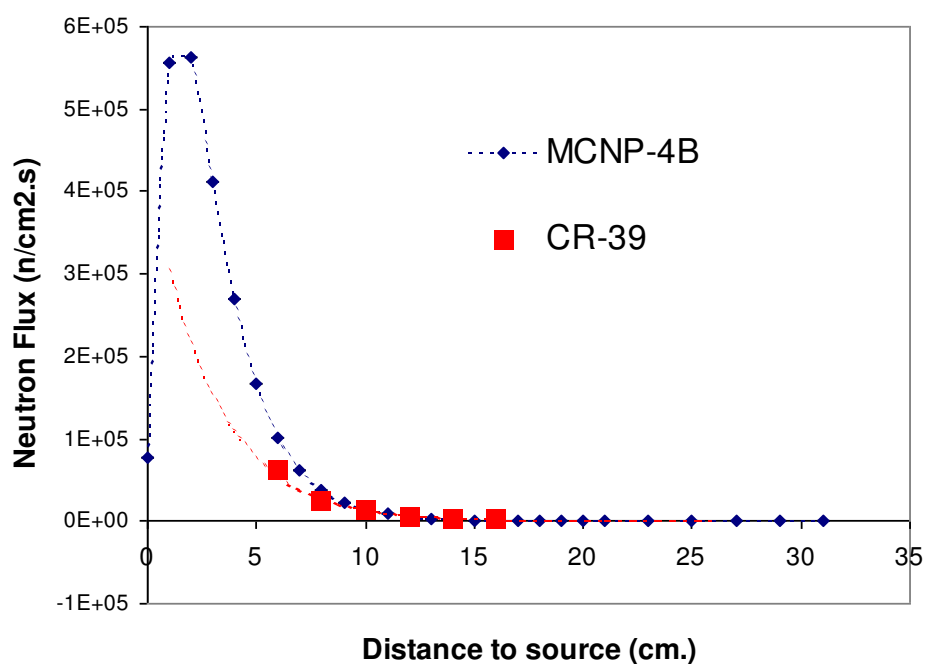
(Fuente: C. Aparicio, H. Miranda)

| Material Atenuador | Distancia<br>(cm) | Flujo de Neutrones Térmicos<br>( $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ) | Error Porcentual<br>(%) |
|--------------------|-------------------|--|-------------------------|
| Polietileno        | 6                 | $9,20\text{E}+05 \pm 1,31\text{E}+05$                            | 14,24                   |
|                    | 8                 | $6,76\text{E}+05 \pm 8,08\text{E}+04$                            | 11,95                   |
|                    | 10                | $4,57\text{E}+05 \pm 7,46\text{E}+04$                            | 16,32                   |
|                    | 12                | $3,35\text{E}+05 \pm 5,54\text{E}+04$                            | 16,54                   |
|                    | 14                | $2,31\text{E}+05 \pm 1,09\text{E}+05$                            | 47,19                   |
|                    | 16                | $2,13\text{E}+05 \pm 5,54\text{E}+04$                            | 26,01                   |



Medi  
ante  
simu  
lació  
n  
MC  
NP-

**Figura 21:** Comparación de perfiles de flujos térmicos con polietileno y parafina  
(Fuente: C. Aparicio, H. Miranda)



4B  
se  
det  
er  
min  
ó el  
fluj  
o  
de  
ne  
utr  
on

**Figura 22:** Medición de la distribución del flujo de neutrones térmicos de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$ .

(Fuente: C. Aparicio, H. Miranda).

es térmicos de la fuente de  $^{241}\text{Am}$ -Be que fueron comparados con los resultados obtenidos por los detectores de policarbonato CR-39 (ver figura 22).

#### **4.1.4. Determinación de dosis de neutrones térmicos usando detectores de trifluoruro de boro ( $\text{BF}_3$ )**

Para determinar la tasa de dosis de neutrones provenientes de la fuente de  $^{241}\text{Am}$ -Be se desarrolló un protocolo de trabajo y fue realizado en los laboratorios de física experimental del DGI – IPEN, pues este laboratorio cuenta con la protección de vida para los neutrones y gamma provenientes de la fuente.

En el laboratorio se procedió a delimitar el área a trabajar, la fuente se colocó en un trípode de madera (no se usó material metálico para evitar la activación), teniendo como centro dicho trípode se procedió a marcar las distancias a trabajar desde 1m, 2m, 3m, 4m y 5m; se alineo el trípode usando equipos de proyección laser y plomadas. El tiempo de exposición para los 2 trifluoruro de Boro ( $\text{BF}_3$ -1 y  $\text{BF}_3$ -2) fue de 1 hora la disposición se muestra en la Figura 23

Ante de la lectura por los  $\text{BF}_3$  se procedió a estabilizar los equipos detectores de neutrones por unos minutos hasta observar su estabilidad posteriormente se leyeron la radiación de fondo en el LABFER

Las características de la fuente  $^{241}\text{Am}$ -Be son las siguientes:

- Actividad Referencial de la fuente (06/Set/88) : 5ci
- Periodo de Semi desintegración  $^{241}\text{Am}$  : 458 años
- Intensidad :  $1,1 \times 10^7$  n/s
- Energía promedia : 5 MeV

Los monitores de neutrones que se han utilizados son:

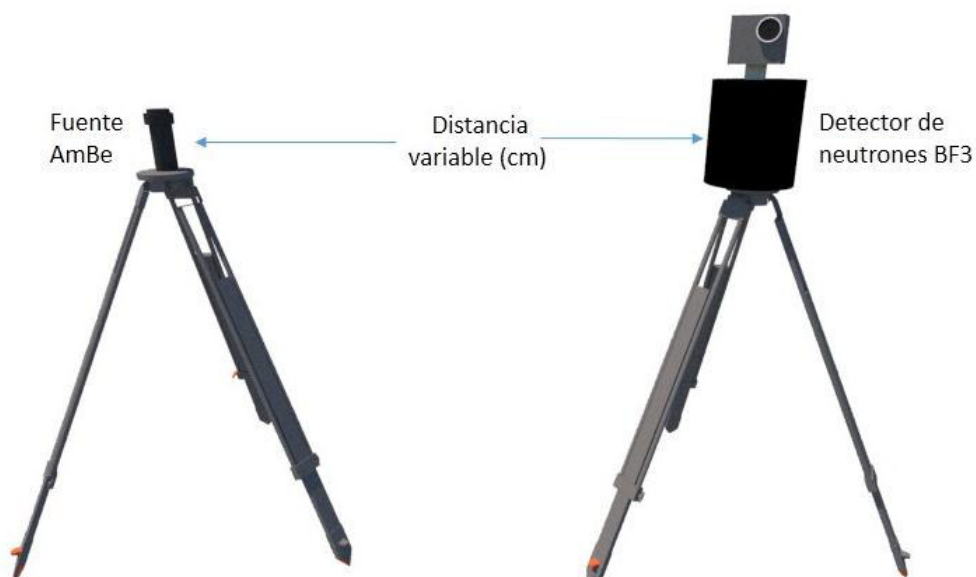
- Modelo NP2, Serie: NP885201 ;
- Modelo NP2, Serie: NP383201;

EL factor de Calibración de los detectores es respectivamente



• BF3-1: 0.7751

BF3-2: 1.0309



**Figura 23:** Medición de dosis neutrónica proveniente de la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$  utilizando los detectores de neutrones BF3.

**Tabla 5:** Datos de los monitores BF3 (1) y BF3 (2) a distancia variable (cm).

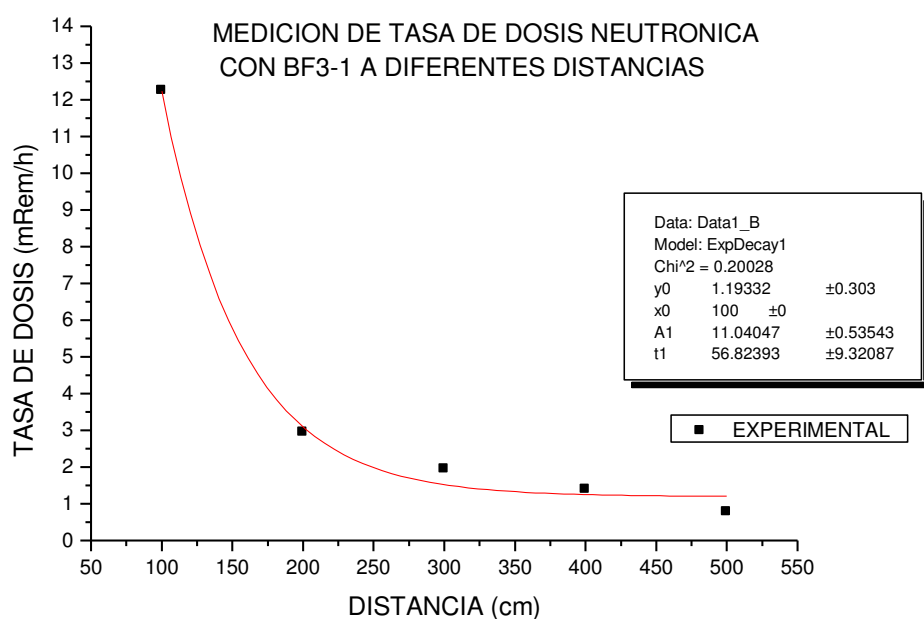
| Distancia<br>(m) | BF3 (1)<br>(mRem/h) | BF3 (2)<br>(mRem/h) |
|------------------|---------------------|---------------------|
| 5                | $0.07751 \cdot 10$  | $0.09793 \cdot 10$  |
| 4                | $0.13951 \cdot 10$  | $0.11340 \cdot 10$  |
| 3                | $0.19377 \cdot 10$  | $0.19587 \cdot 10$  |
| 2                | $0.29453 \cdot 10$  | $0.30927 \cdot 10$  |
| 1                | $1.22465 \cdot 10$  | $1.15463 \cdot 10$  |

**Tabla 6:** Resultados obtenidos con los monitores de neutrones a distancias cortas.

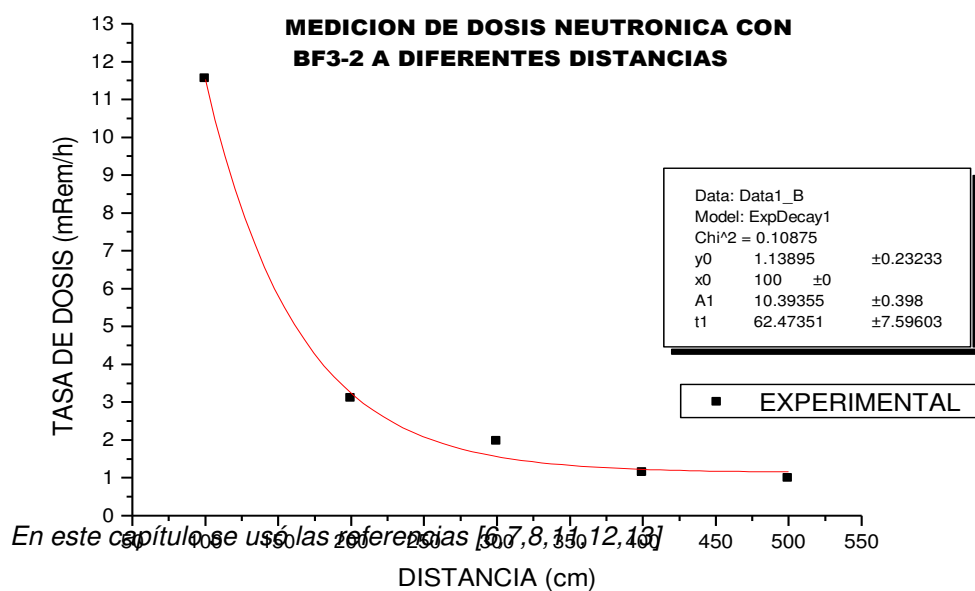
| Distancia<br>(cm) | BF3 (1)<br>(mRem/h) | BF3 (2)<br>(mRem/h) |
|-------------------|---------------------|---------------------|
| 15                | 139.22              | 187.82              |
| 30                | 68.45               | 85.74               |
| 50                | 34.4                | 40.82               |
| 70                | 21.04               | 25.32               |
| 100               | 12.31               | 15.19               |

En este capítulo se usó las referencias [6,7,8,11,12,13]

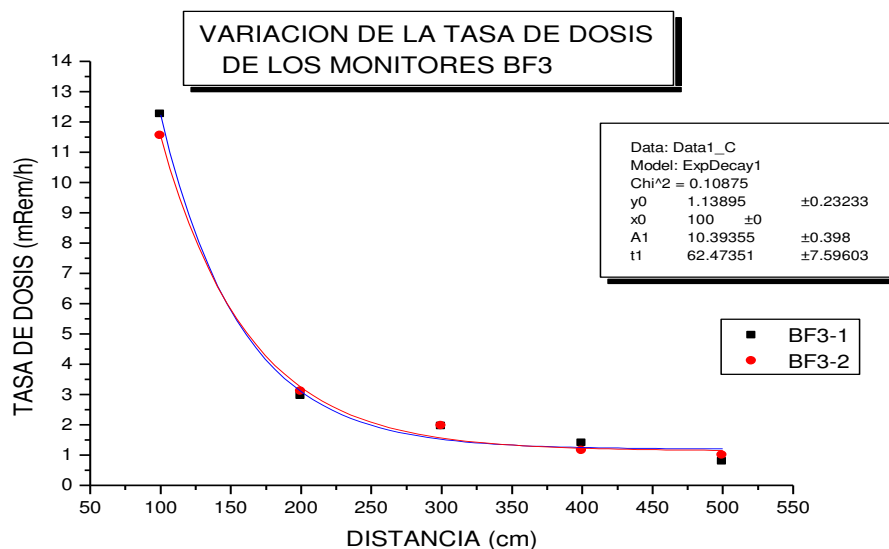
|     |      |      |
|-----|------|------|
| 130 | 8.00 | 9.72 |
| 150 | 6.12 | 7.27 |
| 200 | 3.20 | 3.25 |



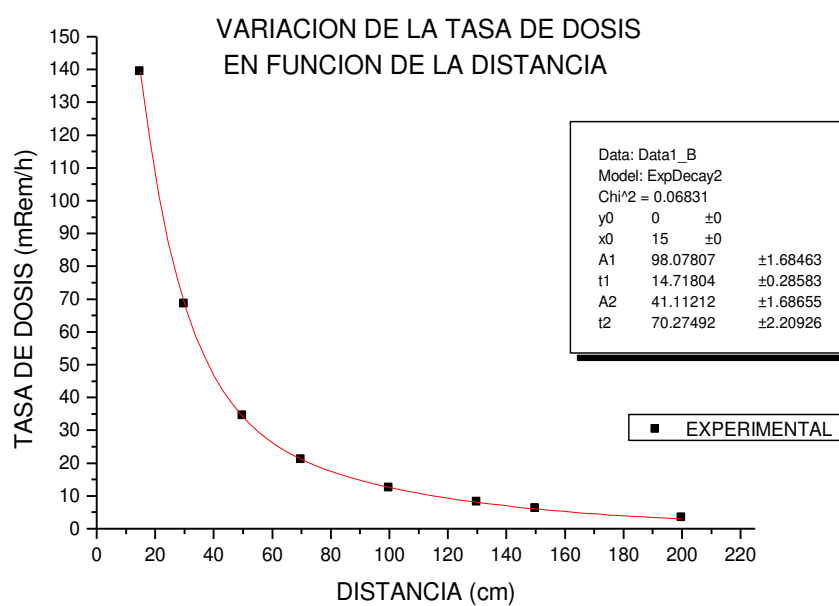
**Figura 24:** Tasa de dosis en función de la distancia obtenidas por los monitores de neutrones BF3-1 (en cm).



**Figura 25:** Tasa de dosis en función de la distancia obtenidas por los monitores de neutrones BF3-2 (en cm).



**Figura 26:** Tasa de dosis en función de la distancia cortas obtenidas por los monitores de neutrones BF3-1 (en cm).



**Figura 27:** Tasa de dosis en función de la distancia obtenidas por los monitores de neutrones (distancias en cm).

En este capítulo se usó las referencias [6,7,8,11,12,13]

#### **4.1.5. Determinación de dosis gamma usando los detectores Geiger Muller**

Para determinar la tasa de dosis gamma proveniente de la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  se desarrolló un protocolo de trabajo y fue realizado en los laboratorios de física experimental del DGI – IPEN, pues este laboratorio cuenta con la protección de vida para los neutrones y gamma provenientes de la fuente

La metodología de trabajo para la obtención de la dosis gamma con equipos FAG es similar al obtenido por los BF3. En el laboratorio se procedió a delimitar el área a trabajar, la fuente se colocó en un trípode de madera, teniendo como centro dicho trípode se procedió a marcar las distancias a trabajar (distancias cortas) desde 1m hasta 2m; se alineo el trípode usando equipos de proyección laser y plomadas. El tiempo de exposición para los FAG fue de 10min, la disposición experimental se muestra en la figura 28.

Ante de la lectura por los FAG se procedió a estabilizar los equipos detectores de neutrones por unos minutos hasta observar su estabilidad posteriormente se leyeron la radiación de fondo en el LABFER.

Las características de la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$  son las siguientes:

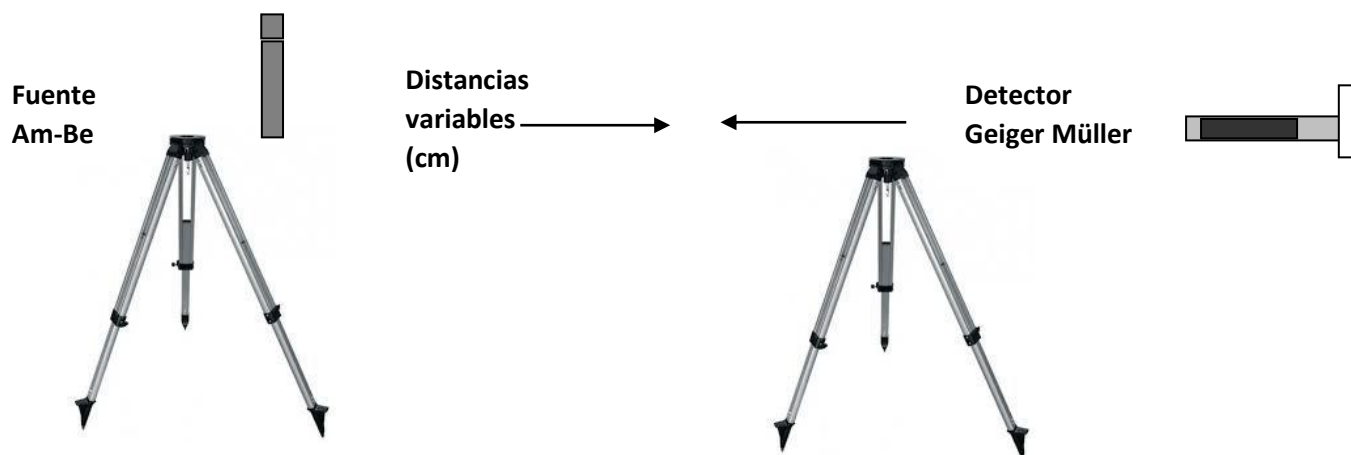
- Actividad Referencial de la fuente (06/Set/88) : 5ci
- Periodo de Semi desintegración  $^{241}\text{Am}$  : 458 años
- Intensidad :  $1,1 \times 10^7$  n/s
- Energía promedio : 5 MeV

Los monitores de fotones que se han utilizados son:

- Geiger Müller: FAG–FH40FE (  $1\mu\text{R/h}$  .... 999 mR/h )

EL factor de Calibración de los detectores es respectivamente

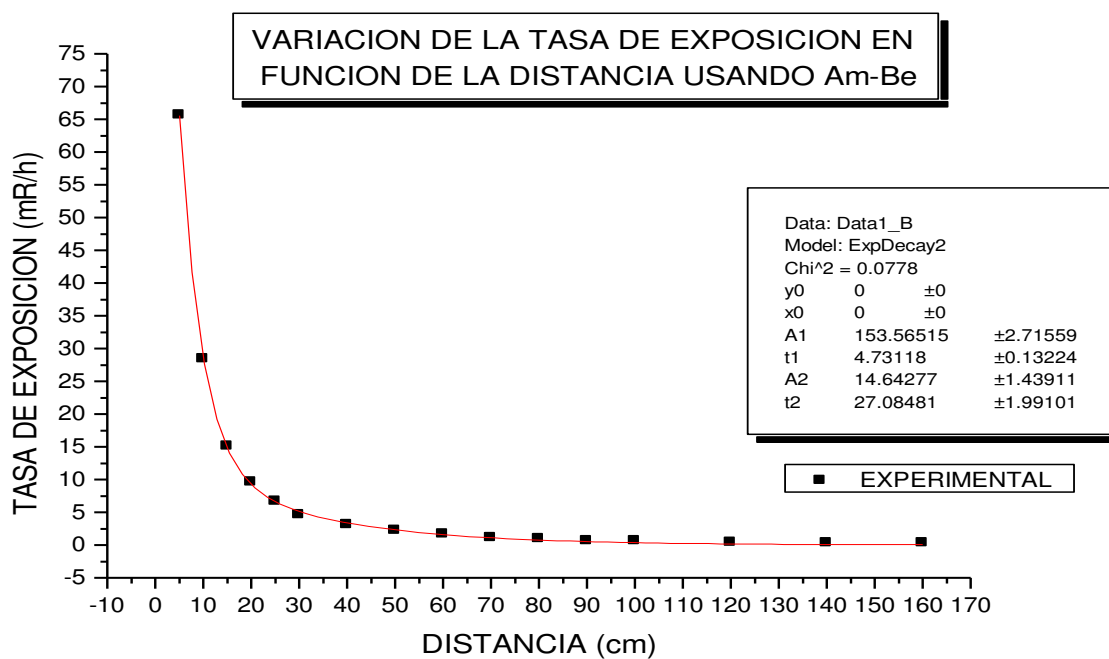
- FAG-FH40F4 : 0.98



**Figura 28:** Medición de dosis gamma proveniente de la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$  utilizando los detectores Geiger Müller.

**Tabla 7:** Resultados obtenidos con el FAG a distancias variadas.

| DISTANCIA<br>(cm) | MONITOR FAG<br>(mR/h) |
|-------------------|-----------------------|
| 5                 | 65.6                  |
| 10                | 28.4                  |
| 15                | 15.1                  |
| 20                | 9.6                   |
| 25                | 6.7                   |
| 30                | 4.6                   |
| 40                | 3.1                   |
| 50                | 2.24                  |
| 60                | 1.68                  |
| 70                | 1.15                  |
| 80                | 0.94                  |
| 90                | 0.67                  |
| 100               | 0.62                  |
| 120               | 0.43                  |
| 140               | 0.34                  |
| 160               | 0.29                  |



**Figura 29:** Tasa de Exposición en función de la distancia obtenida por un monitor FAG.

## RESULTADOS

- Los resultados obtenidos por los diferentes BF3 nos dan valor aproximadamente igual en la tasa de dosis neutrónica
- Se demostró que los valores del polietileno de alta densidad es mejor moderador que la parafina
- Para distancias mayores de 80cm se deben de medir con instrumentos sensibles a la radiación de fondo puesto que los valores del flujo provenientes de la fuente  $^{241}\text{Am-Be}$  moderada es bajo a distancias mayores de 4 metros
- El método de huellas nucleares CR-39 nos ofrece una alternativa en comparación a las de activación de detectores pasivos como  $^{197}\text{Au}$  que requiere un mayor tiempo para su activación
- Por los resultados obtenidos se puede usar la fuente de  $^{241}\text{Am-Be}$  como fuente patrón para calibrar detectores de neutrones en las magnitudes de: fluencia neutrónica y dosis neutrónica.
- El resultado obtenido al utilizar el polietileno de alta densidad como material moderador es corroborado mediante la simulación de Monte Carlo MCNP-4b
- Para Caracterizar la fuente de neutrones  $^{241}\text{Am-Be}$  y determinar su energía media de neutrones mediante su espectro se requiere esferas tipo Bonner de diferentes diámetros
- Se debe de realizar un estudio más factible en diseño y geometría para obtener un laboratorio de neutrones que cumplan con todo los sistemas de seguridad y riesgos radiológicos según ISO.
- Se comparó los valores de los flujos de neutrones con diversas técnicas tal como MCNP-4B y CR-39 (huellas nucleares), los cuales se encuentran en buen acuerdo dentro de la región estudiada.

## REFERENCIAS BIBLIOGRAFICAS

- [1] X. Ortega, J. Jorba “Las radiaciones ionizantes, su utilización y riesgo”, Institut de Tecniques Energetiques 1994
- [2] A. Tanarro “Instrumentación Nuclear”, servicios de publicaciones de la junta de Energía Nuclear 1970
- [3] A. Travesi, “Análisis por Activación Neutrónica, teoría practica y aplicaciones”, servicio de la Junta de energía Nuclear 1975
- [4] P. Coll Buti “Fundamentos de la dosimetría teórica y protección radiológica” 1990
- [5] E. Segre “Núcleos y partículas-introducción a la física nuclear y sub nuclear”, editorial reverté 1972
- [6] E. Morales “Caracterización de la fuente de neutrones Am-Be del GFR-UAB”, trabajo de investigación del departamento de Física de la universidad Autónoma de Barcelona
- [7] F. García, “Determinación del campo de radiación neutrón-gamma en las vecindades de un acelerador de partículas”, Tesis, Universidad Autónoma de México, 1999.
- [8] C. Aparicio, “Determinación experimental de la tasa de dosis de neutrones en los ambientes del Reactor de Investigación RP-0 utilizando detectores polímeros CR-39” Tesis Universidad Nacional Federico Villarreal 2006
- [9] I. Berenice, “Síntesis y caracterización de LiF:Mg,Ti para dosimetría de radiaciones ionizantes”
- [10] R. Mendez, M. Iñiguez, R. Barquero, A. Mañanes, E. Gallego, A. Lorente and M. Voytchev, “Response components of LiF:Mg,Ti around a moderated Am-Be neutron source”, *Radiation Protection DosimetryK*, **98(2)**, 2001, pp. 173-178.



- [11] ICRP, "Data for protection against ionizing radiation from external sources", Report 21, 1973, pp. 52, 95.
- [12] H. Miranda, J. Gomez, "Procedimiento experimental para la Calibración y sensibilidad de dosímetros TLD-600 y TLD-700 en campos mixto neutron-gamma de una fuente Am-Be". Nuclear Energy for Europe 2003 (08 Noviembre 2003
- [13] C. Aparicio, H. Miranda "Moderación de neutrones térmicos con polietileno y parafina" Informe Científico Tecnológico ICT-2004 IPEN Pag81-83.
- [14] Vega-Carrillo et al., "Características dosimétricas de fuentes isotópicas de neutrones". Revista Mexicana de Física 51(5) 494-501 julio 2005.
- [15] V. Koerting, C. Queral "energía Nuclear y ciclo de combustión", agosto 2012